

**УСПЕХИ ФИЗИЧЕСКИХ НАУК****ФИЗИКА НАШИХ ДНЕЙ****БЕЗОПАСНОСТЬ — КЛЮЧЕВОЙ МОМЕНТ ВОЗРОЖДЕНИЯ  
ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ***Л.П. Феоктистов*

(Физический институт им. П.Н. Лебедева РАН, Москва)

*(Статья поступила 24.05.93 г.)*

Около десяти лет назад в Институте атомной энергии им. И.В. Курчатова широко обсуждались вопросы строительства атомных электростанций (АЭС) с тремя предположениями о темпах развития: высоком, среднем, низком (по среднему прогнозу до 150 ГВт(э) суммарной мощности АЭС). Сейчас можно констатировать, что темпы развития оказались ниже самых низких прогнозируемых. И даже само слово "развитие" следует взять в кавычки. И дело не только в том, что Россия переживает глубокую экономическую реформу и реорганизацию производства. Спад в ядерной энергетике произошел раньше. Его причина заключена в реакции общества на Чернобыльскую аварию.

По некоторым оценкам, которые прозвучали в последнее время, общий ущерб от Чернобыльской аварии составил около 300 млрд. рублей. Независимо от того, в каких деньгах нашей быстроменяющейся жизни выражался ущерб, эта сумма сопоставима со всей прибылью от АЭС за все время их существования. Если к этому добавить пресс антивоенной пропаганды против ядерного оружия, во многих отношениях своевременной и справедливой, то становится ясно, в какой психологически невыгодной ситуации оказывается человек, отстаивающий ядерную энергию.

Открытие ядерной энергии — высочайшее достижение мировой науки, его нельзя ни закрыть, ни забыть, его нужно научиться использовать не во вред, а на пользу человеку. С химической энергией связана перестройка внешних электронных оболочек атомов, но ядерные реакции трансформируют

ядерную материю, нейтроны и протоны, удерживающая связь между которыми в ядре в миллионы раз сильнее, чем между электронами в атоме. Именно поэтому для поддержания тепловыделения на АЭС в 1 ГВт(э) расходуется 1 т урана, тогда как на обычных тепловых станциях — миллионы тонн органического топлива в год (принято сокращение 1 ГВт(э) — мощность электрическая, примерно втрое меньше суммарной).

Вряд ли стоит в данной работе останавливаться на преимуществе атомной энергии в экологическом плане: об этом много написано, и оно само по себе очевидно, так как производство ядерной энергии минимальным образом связано с внешней средой в нормальных условиях эксплуатации АЭС. Необходимо лишь непредвзято оценить роль атомной энергии в общем энергопроизводстве и развеять, в частности, некоторые распространенные стереотипы мышления:

1. При извлечении урана из недр и, наоборот, при захоронении радиоактивных осколков деления происходит нарушение глобального радиоактивного равновесия. Несомненно, это так, но ядерная энергия не является выделенной в этом отношении.

Всякое вмешательство человека в естественное протекание природных процессов нарушает равновесие. И разве природе наносится меньший урон, когда мы, цивилизованные люди, пытаемся израсходовать за сто лет все то, что природа копила многие миллионы лет в виде нефти, угля, газа? В виде зеленого леса и луга, в виде чистой воды озер, рек, морей? Поскольку в той или иной степени вмешательство

неизбежно, нужно достигнуть соглашения — что можно, а что недопустимо при всем том, что человек уже не в состоянии отказаться от некоторых элементов своего бытия: путешествий в любую точку планеты на самолете, отравляя атмосферу, на корабле, отравляя море, от тепла в жилище, от телевизора, телефона, электрического утюга и всех прочих удобств, в основе которых лежат энергоисточники, разрушающие природу, приводящие к пересохшему Аралу, черной воде Волги с плавающими вверх брюхом лещами и бьющимися о каменные глыбы Волгоградской ГЭС осетрами.

Вопрос компромисса всегда сложен. Даже такой тезис, как, например, "самая высокая средняя продолжительность жизни человека", не может считаться экологически обоснованным, так как выгодный сегодня, он может оказаться совсем неприемлемым через сто лет по отношению к нашим внукам.

2. Неверным, по крайней мере в своем абсолютном выражении, является также положение, будто ядерная энергия не от бога, она противостоит естеству, человек и все живое в своем развитии не обрели защитные инстинкты против радиоактивности.

Во-первых, многие вредные химические вещества также не обладают предупредительными признаками: угарный газ не имеет цвета и запаха, сильнейший яд — цианистый калий — имеет запах "всего лишь" горького миндаля и т.д.

Во-вторых, на самом деле вся наша жизнь пронизана радиацией от Земли, из космоса. При этом естественный фон может меняться в 2—3 раза вследствие суточных, сезонных, солнечных вариаций. На Земле есть отдельные населенные районы (юго-западное побережье Индии, атлантическое побережье Бразилии), где радиоактивный фон в 10 раз превосходит средний из-за песков-монацитов, содержащих радиоактивный торий. Кроме естественного фона, как бы постоянной составляющей, есть и индивидуальная переменная, зависящая от конкретного жилища, обращений к медицине, и она в среднем в 2,5 раза превышает фон и не может считаться фиксированной. Другими словами, мы живем в условиях радиации, организм к ней адаптировался, а по убеждению некоторых ученых именно радиация является источником генных мутаций, лежащих в основе развития всего живого. Разумеется, — в некоторых, хотя и не строго фиксированных, рамках.

3. В отношении АЭС допускаются сильные выражения. Эти станции иногда называют минами замедленного действия. Многим кажется, что Чернобыль доказал несостоятельность атомноэнергетической концепции. Общее внимание сфокусировалось на опасности ядерной энергетики, и в стороне оказыва-

ются события из других областей, не менее трагичные, чем Чернобыль, тогда как все познается в сравнении.

В 1984 г. произошли две крупные аварии. В Мексике близ столицы Мехико на газораспределительном заводе взорвались емкости со сжиженным газом. В результате погибли 452 человека, пропало без вести 1000, ранено 4248, в радиусе 1 км разрушены здания. Картина близка по ударному действию к взрыву небольшой атомной бомбы.

Другая авария приключилась в Бхопале (Индия), произошла утечка смертоносного газа — метилизоцианата. Погибли 2,5 тыс. человек, пострадали сотни тысяч, ущерб оценивается в 50 млрд. долларов. Любое сложное производство связано с риском. Поскольку развитое общество невозможно представить без топлива и химии, то и аварии, как неизбежное зло, нам приходится оплачивать. В отношении же ядерной энергетики положение представляется менее очевидным. Далеко не все считают, что ядерная энергетика нужна вообще.

С другой стороны, известно, что такие страны, как Япония и особенно Франция, во много раз превосходят нас в развитии ядерной энергетической базы. Было бы наивно полагать, что такое развитие — опрометчивый с их стороны шаг. Все дело в том, что эти страны, не имеющие достаточных топливных ресурсов, раньше других убедились в экологической чистоте ядерной энергии (разумеется, при нормальных условиях эксплуатации), ее экономической целесообразности. Кстати сказать, иногда упоминают об особой опасности, возникающей в связи с атомными объектами в военное время. В самом деле, разрушение атомных станций (а также и других крупных промышленных объектов) может многократно усилить и без того ужасные последствия войны. Количественной мерой оценки дополнительной опасности атомной энергетики в случае любой войны, будь то ядерная или обычная, может служить общая мощность АЭС, приходящаяся на единицу площади. При достаточно большом числе АЭС такая усредненная величина представляется правильной для сопоставления, так как длина смертоносного радиоактивного следа при разрушении вытянется на сотни километров, и при ширине в десятки километров эти следы будут перекрывать друг друга. По этому параметру Россия (ее Европейская часть) в полтора раза отстает от США (без Аляски) и многократно по отношению к Западной Европе.

Целью предыдущих рассуждений не было каким-либо образом преуменьшить радиоактивную опасность ядерной энергетики. Важно было подчеркнуть, что у ядерной энергии нет той исключительности с

точки зрения опасности для людей, которую ей порой приписывают.

Давно отмечено исследователями, что жизненный уровень пропорционален производимой в обществе энергии. Наше отставание от передовых стран Европы, США, Японии выражается прежде всего в энергетической насыщенности промышленности и быта (ниже примерно вдвое) и рациональном, экономном расходовании энергии (еще фактор 1,5).

В том, что нужно экономить энергию, как, впрочем, и другие материальные ресурсы, — сомнения нет. Энергосбережение, как выгодный способ вложения капитала, все же не является бесплатным. Оно сопряжено с внедрением новейших технологий, более совершенных станков, теплоизоляцией зданий и т.п., т.е. является действием, растянутым повремени и вторичным, доступным обществу, достигшему определенных технических высот.

В поиске альтернативных подходов по отношению к органическим и ядерным энергоисточникам чаще всего называют энергию Солнца, между прочим — также ядерную.

При использовании природных источников энергии на первый план выступает их основной недостаток — рассеянный, рассредоточенный характер. Красивые картинки с изображением современных ветряных двигателей не должны вводить в заблуждение. При диаметре винта 10 м и средней скорости ветра 10 м/с (36 км/ч) такой ветряк сможет реализовать электрическую мощность не более нескольких киловатт (а чтобы сравниться с одной гигаваттной электростанцией их должно быть несколько сот тысяч). На 1 м<sup>2</sup> в средних широтах приходится 150 Вт солнечной энергии. Легко сосчитать, что для солнечной электростанции мощностью 1 ГВт(э) придется около 100 км<sup>2</sup> сплошь закрыть фотоэлементами. Помимо расхода огромного количества материалов, в том числе весьма дефицитных, до сих пор не ясно, получим ли мы разумный энергетический выигрыш, т.е. окажется ли добытая солнечная энергия больше энергии, затраченной на ее извлечение. Нет уверенности и в ее широко рекламируемой экологической чистоте. И дело не только в отходах производства и отчуждении больших территорий. Представьте себе, что, как на хороших АЭС, треть солнечной энергии такой станции в виде электричества передается из южных районов в северные. Но ведь это равносильно тому, что по теплу, получаемому от Солнца, Душанбе, например, будет сравним с Петрозаводском. При массовом использовании солнечной энергии мы столкнемся с экологическими трудностями не меньшими, чем при строительстве гидростанций.

Итак, наше первостепенное положение сводится к тому, что выйти на высокий энергетический уровень за сравнительно короткий срок (10 лет) возможно только посредством повсеместного внедрения ядерной энергии. Последнему утверждению сопутствует ряд благоприятных моментов.

Нравится нам это сегодня или нет, но в силу многих причин в СССР преимущественное развитие получила военная промышленность: ядерная, ракетно-космическая, авиационная и некоторые другие. Потрачены огромные интеллектуальные усилия и материальные средства на развитие соответствующих научно-исследовательских институтов, конструкторских бюро, опытных производств и т.п. Уровень приборной и экспериментальной базы на предприятиях бывшего Министерства среднего машиностроения существенно выше, чем в среднем по стране, квалификация научных и инженерных кадров не уступает мировым стандартам. Общество поступило бы расточительно, неразумно, нелепо, если бы не воспользовалось высоким уровнем производства на этих предприятиях. Деньги надо вкладывать не туда, где мы слабы и отстаем, а туда, где сильны и конкурентноспособны в мировых масштабах.

Теперь уже ясно, что мир встал на путь массового ядерного разоружения. Это означает, что скоро высвободится огромное количество ядерных материалов — около 100 т Pu-239 и 1000 т U-235. Такого количества делящихся материалов хватит на 40 лет эксплуатации ныне действующих АЭС. Если же иметь в виду более экономные и перспективные реакторы будущего, о которых речь ниже, то — и на многие сотни лет.

Разумно ли, особенно при нашей бедности, не воспользоваться этим, как бы "бесплатным", ядерным топливом? Десятки миллиардов рублей, затраченных на создание военной техники, вернулись бы в сферу мирного потребления — ведь в атомных электростанциях стоимость топливной составляющей достигает 15—20 % стоимости производства электроэнергии. Наконец, разве лучше, если мы начнем строить склады с военным плутонием и ураном, выставлять необходимую многочисленную охрану, экономически разорительную или, что еще хуже, как предлагают некоторые горячие головы, зарывать в землю, уничтожать эти ценные материалы, стоимость которых выше золота?

Однако, какие бы слова и заклинания ни произносились, общество не примет ядерной энергетики, если не будет уверено в полнейшей ее безопасности. И не помогут ссылки на Японию, Францию — одно дело, дескать, там, другое — у нас.

Со времени первых атомных электростанций

конъюнктура резко изменилась. Раньше на первый план выдвигалась экономия активнodelительных материалов, их оборачиваемость и, следовательно, предельно напряженная по энерговыделению активная зона, а сегодня картина обратная: происходит затоваривание ураном как по причине разоружения, так и из-за резкого спада ядерноэнергетической программы.

Выдвигаются совсем другие приоритеты, и главный из них — безопасность.

Безопасным реактором следует, на наш взгляд, называть такой реактор, который ни при каких неконтролируемых ситуациях не создает радиоактивное загрязнение вне пределов реакторного зала. Реактором с внутренней безопасностью называем такой безопасный реактор, в котором авария гасится не усилиями человека (оператора), а автоматически, в силу заложенных в него физических причин.

Напомним некоторые положения.

В АЭС происходит деление тяжелых элементов (уранов и трансуранов), в термоядерных реакторах — реакция слияния (синтеза) наиболее легких элементов, сегодня исключительно изотопов водорода — дейтерия и трития.

При делении реакция идет посредством нейтронов и может осуществляться при любой температуре, включая комнатную, и в этом заключено огромное преимущество АЭС, но для протекания термоядерной реакции необходима "неземная" температура в 100 млн. градусов.

При делении образуется  $\nu$  нейтронов, при  $\nu > 1$  возможна разветвленная цепная реакция, так как нейтроны предыдущего поколения могут вызвать нейтроны последующего поколения. Нейтронная цепь в зависимости от состава вещества, его массы (размера) может либо развиваться (взрывная надкритическая ситуация), либо затухать (подкритическая система). В реакторах АЭС поддерживается стационарное энерговыделение, критическое состояние, промежуточное между надкритическим и подкритическим. Иногда вводят понятие коэффициента умножения нейтронов  $K$  — числа, на которое нужно разделить  $\nu$ , чтобы перевести надкритическое ( $K > 1$ ) и подкритическое ( $K < 1$ ) состояния в критическое.

Нечетные изотопы урана и плутония (U-233, U-235, Pu-239, Pu-241) делятся нейтронами любой энергии, четные (U-238, Pu-240) имеют энергетический порог, слабо делятся в спектре нейтронов деления и совсем не делятся, если нейтроны замедлены. Критическую массу могут образовать только нечетные изотопы. Вместе с тем активная зона реакторов строится, как правило, из смеси четных и нечетных изотопов урана, причем U-235 несколько процентов.

В таком сочетании U-238, даже не делясь, выполняет положительную функцию. Подхватывая нейтроны, U-238 превращается в U-239, который затем через два  $\beta$ -распада за 2,5 дня превращается в очень активнodelительный Pu-239. Таким образом, на смену одним, сгоревшим, атомам (U-235) приходят другие (Pu-239). Важная характеристика любого реактора — коэффициент воспроизводства (КВ) — определяет отношение числа народившихся активных атомов к числу исчезнувших. В реакторах на тепловых нейтронах КВ  $\approx 0,5$ , и горит фактически только U-235. В реакторах на быстрых нейтронах (БН) КВ  $> 1$ , и в них происходит не только выделение энергии, но и увеличение (размножение) активнodelительных атомов. Другими словами, происходит вовлечение в процесс деления через плутоний U-238. Это обстоятельство имеет принципиальное значение.

Один из аргументов противников атомных станций состоит в том, что при интенсивном развитии атомной энергетики она исчерпает свой топливный ресурс в виде U-235 то ли в 2010-м, то ли в 2020 г. Верный сегодня, т.е. примененный к нынешней структуре АЭС, он полностью теряет силу, если в оборот включаются быстрые реакторы-размножители. Дело не только в том, что в природе урана U-238 в 140 раз больше, чем U-235, но и в том, что рентабельной становится добыча урана из "слабых руд", которых намного больше, и даже извлечение урана из гранита и морской воды. Поэтому база расширится практически беспредельно.

Различают два вида критических состояний: нижнее, которое в балансе учитывает все нейтроны, и верхнее — исключаящее так называемые запаздывающие нейтроны. В акте деления возникают не только мгновенные нейтроны (подавляющая часть), но также в продолжении примерно минуты дополнительные (около 1,5 %). Если перейдено нижнее состояние, но не достигнуто верхнее, темп развития цепной реакции сдерживается временем появления запаздывающих нейтронов и успевает проявить себя механическая система защиты реактора (введение стержней — поглотителей нейтронов в активную зону реактора). Недопустимым или очень опасным является переход через верхнее состояние, при котором нарастание нейтронного потока происходит за характерное время в доли миллисекунды и меньше.

Круг вопросов, связанных с безопасностью реактора, ограничен не только переходом через верхнее критическое состояние и развитием взрывного процесса. Выход радиоактивности может наступить и при других видах аварии. Например, очень серьез-

ные последствия могут наступить при отказе (разрушении) контура теплосъема. В заглушенном реакторе, тем не менее, происходит остаточное тепловыделение, вызванное радиоактивным распадом накопившихся продуктов горения. Оно может быть настолько значительным, что расплавит активную зону, и радиоактивность выйдет наружу.

Однако, и это надо иметь в виду, темп остаточного энерговыделения, отнесенный к единице объема твэла, пропорционален рабочей мощности реактора в единице объема. Снижая удельную мощность, можно уменьшить остаточное энерговыделение до уровня, когда оно снимается естественным образом и не расплавляет твэл. Увеличивая выгорание (КПД) топлива, очень важно достигнуть времени жизни твэла в реакторе, совпадающего со всем временем эксплуатации АЭС, т.е. 50—100 лет. Это также существенный фактор повышения безопасности и упрощения эксплуатации.

Поиск конструкций реактора, в котором все подчинено одной идее — безопасности, обладает абсолютным приоритетом, пусть даже в ущерб некоторым другим экономическим и техническим показателям.

Наконец, последний вопрос, примыкающий к безопасности ядерных станций и их экологической приемлемости для общества, — вопрос об организации замкнутого по радиоактивности цикла.

Нельзя допустить, чтобы при массовом производстве ядерной энергии происходило накопление радиоактивных веществ в размерах, отравляющих территорию. В последней части обзора будут изложены соображения на этот счет.

Выполнение трех требований является обязательным условием безопасности ядерного реактора: недопустимость несанкционированного перехода через верхнее критическое состояние, недопустимость разгерметизации твэлов (или реактора в целом) при полном отказе теплосъема, недопустимость накопления радиоактивных веществ в экологически опасном количестве.

В существующих реакторах ВВЭР и РБМК, несомненно, есть немало возможностей для усовершенствования с точки зрения безопасности. Однако не это является целью статьи. Важно подчеркнуть другое: в физике реактора заключены многочисленные потенциалы, пока не востребованные. При этом необходимо, чтобы выполнялось главное правило безопасности: рабочее состояние реактора — выделенное, наиболее хорошо организованное (низкоэнтропийное), всякое отклонение от выделенности ведет к замиранию реакции, прекращению тепловыделения.

Шар — фигура наиболее совершенная, имеет наименьшее отношение площади поверхности к объему и вследствие этого имеет наименьшую критическую массу. Любое нарушение формы ведет от критического состояния к подкритическому.

Широко известна конструкция импульсного быстрого реактора: в нем есть неподвижная часть и подвижная. При их соединении на короткое время возникает слабая надкритичность и развивается в дозированном количестве цепная реакция.

Теперь представим себе, что таких урановых дисков не один, не два, а, скажем, сто. Все диски вращаются с кратными частотами: 1 Гц, 2 Гц и т.д. до 100 Гц. Тогда один раз в 100 с они сойдутся и образуют слегка (на 1 %) надкритическую систему в виде цилиндра, способную к импульсному энерговыделению. Всякое нарушение синхронизации даже для одного из дисков сделает устройство подкритичным. Несмотря на схематичность этого примера, в нем заключена еще одна полезная подсказка. Основное время диски находятся в раздвинутом состоянии, с сильно развитой поверхностью. Этим обстоятельством необходимо воспользоваться для их охлаждения (радиационного, воздушного, водяного, любого другого). Чрезвычайно выгодная ситуация с точки зрения нейтронного баланса и выгорания топлива, так как тепловыделение и теплосброс оказались разделенными во времени и в пространстве. В моменты горения активная зона содержит минимум замедляющих, поглощающих посторонних материалов, а в процессе теплосъема, наоборот, использует наиболее удобные из них.

Ниже формулируются еще три предложения — примеры быстрого, теплового и гибридного (ядерно-термоядерного) реакторов, обладающих внутренней безопасностью.

Цель состоит не в том, чтобы дать точное техническое описание конструкции реактора, а чтобы убедить читателя, что ядерная энергетика может быть доведена до высокой степени безопасности и имеет право на существование и доминирующее развитие.

**Быстрый реактор.** В быстром реакторе не допускается сколько-нибудь заметного количества легких элементов, способных к эффективному замедлению нейтронов (в частности, не используется в качестве теплоносителя вода).

Быстрый реактор во всех отношениях (по капитальным затратам, эксплуатации) уступает теплового, кроме одного, ради которого он и придуман. Как уже упоминалось, в нем  $K_B > 1$ , и он может служить размножителем (бридером) активно делящихся атомов, способным питать делящимися ма-

териалами другие реакторы.

При всех различиях у быстрых и тепловых реакторов есть одна черта, их объединяющая. И тот, и другой работают по схеме выжигания активного компонента топлива (U-235, Pu-239) в активной зоне. Другими словами, в них первоначально закладывается активного материала больше, чем это требуется для непосредственного поддержания критического уровня. Поэтому система балансируется регулируемыми стержнями—поглотителями нейтронов. По мере выгорания топлива стержни вынимаются, что и поддерживает стационарность реактора. Так как любой реактор осуществляет некоторый конечный по времени срок "жизни" твэлов в активной зоне, то в нем исходно содержится некоторый запас по надкритичности — тем больший, чем больше предполагаемое время кампании. В этом смысле ни один из ныне существующих реакторов, работающих по принципу выгорания, нельзя отнести к безусловно безопасным, потому что, если вдруг по случайным причинам регулирующие стержни покинут активную зону, возникает значительная надкритичность. Цепная реакция в таких условиях будет развиваться нерегулируемо быстро, поскольку произошел переход через верхнее критическое состояние.

По поводу быстрых реакторов сделаны два, казалось бы, взаимоисключающих утверждения. В начале говорилось, что быстрые реакторы — они же размножители, а дальше, что они, как и тепловые реакторы, построены на выгорании активной зоны. Так они накапливают или выжигают?

И то, и другое утверждение правильно. Это мож-

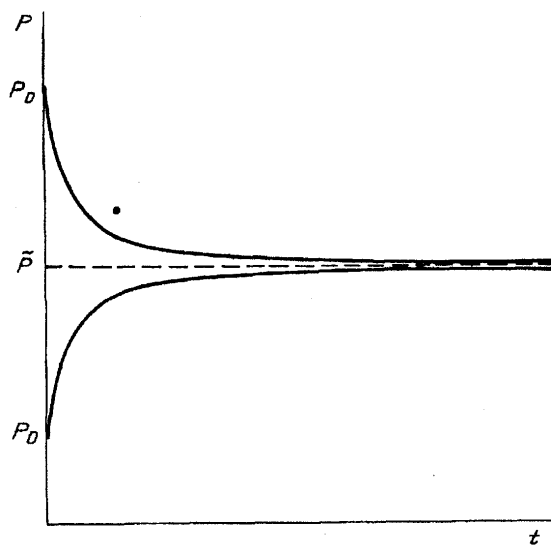


Рис. 1. Зависимость концентрации плутония от времени. Верхняя кривая соответствует выгоранию плутония, нижняя — накоплению.  $P_0$  — исходная концентрация плутония. Равновесная концентрация  $\bar{P}$  для быстрого и теплового реактора соответственно равна 10 и 0,25 %

но понять, если вспомнить, что быстрый реактор разделен на две зоны — центральную, с большой концентрацией активного материала, где происходит реакция деления, и периферийную, состоящую из U-238, где накапливается плутоний. В активной зоне КВ, отнесенный к этой части реактора, в самом деле меньше единицы, но с учетом плутония, возникшего в зоне воспроизводства, т.е. по отношению к реактору в целом, КВ больше единицы. Твэлы обеих зон после извлечения из реактора будут подвергаться переработке на химических комбинатах. Выделенные плутоний и уран вновь поступят в реактор.

Не правда ли, наблюдается странная картина? Прodelав по кругу путь, плутоний через пять лет возвращается в исходную точку, в свой же (или соседний) реактор. Зачем? Ведь гораздо проще и выгоднее сжечь его на месте, не теряя времени на перевозку и переработку.

А что если две зоны быстрого реактора заменить одной, смешать их в такой пропорции, чтобы была обеспечена и критичность, и воспроизводящая функция? Недостаток такого смешения очевиден: резко возрастет критическая масса реактора, она устремляется в бесконечность для смеси урана с плутонием при концентрации последнего  $\sim 4,5\%$ . (Расход плутония для поддержания критичности нарастает при переходе от концентрации 100 % по плутонию к 5 % с килограммовых величин к тоннам.) Тем не менее этот недостаток вряд ли можно считать значительным, поскольку на АЭС сжигается ежегодно около тонны (на 1 ГВт(э)) делительного вещества, а закладывается многократно больше.

Для доказательства такой возможности не требуется длительных вычислений. Исходным является только один факт — быстрый реактор может иметь КВ больше единицы, и это продемонстрировано экспериментально. Легко показать, что величине КВ можно придать такую форму:

$$КВ \approx \frac{\bar{P}}{P_k} U_8;$$

здесь  $U_8 \approx 1 - P_k$  — концентрация U-238 в смеси с критической концентрацией плутония  $P_k$ ,  $\bar{P}$  — так называемая равновесная концентрация плутония, к которой стремится концентрация при горении, независимо от того, была ли она исходно больше или меньше  $\bar{P}$ . Только при начальной концентрации  $P_0 > \bar{P}$  (активная зона быстрого реактора) происходит выгорание (приближение к  $\bar{P}$  сверху), а при  $P_0 < \bar{P}$  — накопление (приближение снизу, как в зоне воспроизводства) (рис. 1).

Итак, что же произойдет, если мы сделаем однозонный реактор, у которого  $P_k < \bar{P}$  (КВ > 1)? Утверждение состоит в том, что предоставленная самой себе

подобная система не может перейти через критическое состояние, несмотря на то, что стремится к концентрации  $\bar{P} > P_k$ . Как же объяснить эту, на первый взгляд парадоксальную, ситуацию?

В описании развития нейтронных цепей и кинетики превращения одних элементов в другие фигурируют два времени. Рожденный при делении нейтрон исчезнет через среднее время его жизни  $t_n \sim 10^{-6} - 10^{-7}$  с. На месте погибшего атома плутония возникнет новый (после поглощения ураном-238 нейтрона) через  $t_{1/2} \approx 2,5$  дня, т.е. с задержкой, диктуемой временем  $\beta$ -распада. Два временных параметра  $t_n$  и  $t_{1/2}$  сильно различаются по масштабу, а ход развития событий определяется всегда длинным временем. Если реактор годами находится в рабочем состоянии, то задержка в появлении плутония, выражаемая днями, значения не имеет. Совсем другое дело, если система внезапно, в силу каких-то причин обрела надкритичность. Излишки плутония, вызвавшие надкритичность, исчезнут со временем  $t_n$ , и система вернется в прежнее (критическое) состояние. Дополнительные нейтроны вызовут появление дополнительного плутония, но спустя дни и растянуто по времени.

В общую цепь исчезновения и возникновения атома плутония вошло новое время  $t_{1/2}$ , которое по своему содержанию напоминает минутное время запаздывающих нейтронов, когда не достигнуто верхнее критическое состояние. Поскольку накопление плутония идет "снизу", характерное время нарастания мощности достигает многих дней, что и вносит важнейший элемент безопасности.

То обстоятельство, что  $P \rightarrow \bar{P}$ , но не может стать больше  $P_k$ , приводит к тому, что критическое состояние поддерживается автоматически. Другими словами, не требуется регулировка управляющими стержнями и вмешательство оператора. Если такой реактор будет предоставлен самому себе, то в нем поначалу будет происходить нарастание мощности (нейтронного потока), а затем вместе с выгоранием U-238 — затухание. Можно сказать, что в таком "самостоятельном" реакторе развивается "взрыв" длительностью во много дней (при КВ  $\approx 1,5$  время сгорания составляет примерно  $10t_{1/2}$ , т.е. около месяца). Конец реакции наступает, поскольку  $\bar{P}$  пропорциональна концентрации U-238 и рано или поздно КВ становится меньше единицы ( $P_k > \bar{P}$ ). Но происходит это при весьма значительном выгорании топлива, масштаба 50 %. Глубокое выгорание топлива — еще одно преимущество реактора. Некоторые данные такого саморазвития приведены в табл. I.

Однако переменность мощности реактора, а также темп энерговыделения могут оказаться техниче-

Таблица I. Свободное горение реактора с накоплением, предоставленного самому себе

КВ	Время горения, дни	Выгорание по U-238, %
1	970	20
1,3	250	40
1,5	50	60
1,7	30	70
1,9	20	77

При нейтронном времени  $t_n \approx 10^{-6}$  с и времени  $\beta$ -распадов  $t_{1/2} \approx 2,5$  дня ( $n + U-238 \xrightarrow{\beta} Np-239 \xrightarrow{\beta} Pu-239$ ) время горения диктуется "длинным"  $\beta$ -распадным временем со значительным численным безразмерным коэффициентом

ски неприемлемыми. В стандартном реакторе топливо в год сгорает на 1 %, у нас — в месяц на десятки процентов. Происходит это вследствие чересчур быстрого накопления плутония. Подавить его появление можно не только выжиганием, но и разбавлением.

Пусть по достижении некоторой мощности начинается подмена материала введением в активную зону инертного U-238 и изъятия "старого" с плутонием. Большая скорость подмены понизит усредненную концентрацию плутония, и реакция затухнет. Следовательно, есть такой темп смены твэлов, при котором можно стабилизировать мощность энерговыделения на произвольном уровне. Более того, при некотором запасе (КВ  $\geq 1,5$ ) оказывается возможен выход на стационарный режим, при котором на "вход" реактора равномерно по времени подается свежий урановый твэл, а на "выходе" вынимается старый с остатками урана, плутония, осколками. Можно показать, что если скорость смены твэлов выбрана так, что время "жизни" твэла в реакторе существенно больше  $t_{1/2}$ , скорость смены и определяет темп энерговыделения. Описанная регулировка реактора не должна отождествляться с прежней системой управления реактором, так как не несет предохранительной функции. Этот способ регулировки может быть предоставлен компьютеру, поскольку возможные ошибки не ведут к аварии (в меру ошибки колеблется лишь мощность реактора, которая к тому же может быть скорректирована простейшей обратной связью). Заметим, что если подавать на вход не чистый U-238, а вместе с тем плутонием, который извлекается, т.е. очистка ведется только в отношении осколков, стационарный режим облегчается и становится возможным при КВ  $\geq 1$ .

Наглядный геометрический образ "стационарного" реактора можно представить себе в такой форме. Пусть имеется бесконечный цилиндр из урана

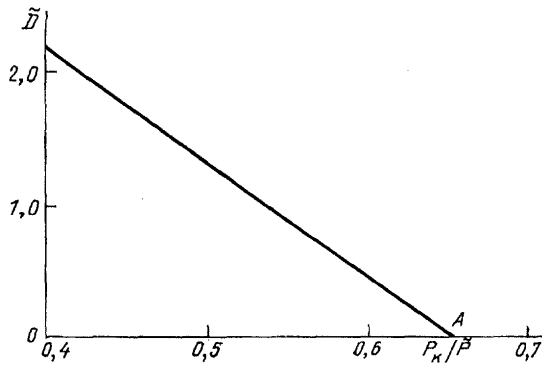


Рис. 2. Скорость установившейся волны горения в U-238.  $\tilde{D}$  — безразмерная величина определяемая соотношением: скорость волны  $D = \tilde{D}L/t_{1/2}$ , где  $L$  — длина поглощения нейтрона в среде ( $L \approx 5$  см). Обращает на себя внимание наличие точки (A), где скорость обращается в нуль (далее стационарного решения нет). Это значит, что, выбирая соответствующим образом критическую концентрацию  $P_k$  (зависящую от размера критической системы и спектра нейтронов) и равновесную концентрацию  $\tilde{P}$  (зависящую только от спектра), можно достичь скорости, приемлемой по теплосъему. Аналогично для реактора с непрерывной перегрузкой — при  $P_k/\tilde{P} \geq 0,64$ , т.е. при  $KB \approx \tilde{P}/P_k \approx 1,5$ , — возможен стационарный режим с мощностью, диктуемой темпом перезагрузки топлива

диаметром около 1 м. В некоторой его части примешивается плутоний с таким расчетом, чтобы объем стал критическим. Начинается цепная реакция. Часть нейтронов вылетает через торцы и поглощается ураном. При достаточно большом энерговыделении в соседних областях концентрация плутония станет больше критической и тогда центр энерговыделения сместится. Побежит нейтроделительная волна. При некоторых условиях ( $KB > 1,5$ ) постепенно начальные условия забудутся, сформируется стационарная волна горения, скорость которой следует из размерных соображений:

$$D \approx \frac{L}{t_{1/2}} \text{ (мм / день)},$$

где  $L$  — длина пробега нейтрона в веществе. Такая волна набегаёт на свежий уран, оставляя позади себя прогоревший, и аналогия со стационарным реактором очевидна. Зависимость скорости от  $P_k/\tilde{P}$  показана на рис. 2.

Фактор "распространения" может быть применен для эффективного и экономного использования военных высокообогащенных U-235 и Pu-239, извлекаемых при сокращении ядерного оружия.

Первичная критическая масса создается на концентрированном материале, которого мало (десятки кг вместо тонн), окруженного инертным U-238. Количество и геометрия активного вещества выбираются из такого расчета, чтобы подхваченные в U-238 нейтроны активной зоны воспроизводили плутоний в количестве, достаточном для поддержания критического состояния. Постепенно весь реактор будет охвачен горением и войдет в "режим".

В заключение обратим внимание на следующий факт. В предлагаемом реакторе, как говорилось, осуществляется глубокое выгорание топлива, и он не рассчитан на поддержку плутонием других реакторов. По этой причине топливо может не подвергаться химической регенерации (открытый цикл) или, если перерабатывается, то — частично с разделением тяжелых и легких (осколков) фракций только для собственных нужд.

В 1980 г. президент США Д. Картер принял решение о запрещении развития строительства быстрых реакторов. Основанием для этого послужили такого рода опасения. Чтобы бридеры выполнили свою функцию и начали снабжать топливом другие реакторы, включая тепловые АЭС, потребуется мощная сеть химических заводов, извлекающих из прогоревшего топлива плутоний. В ежегодное обращение между предприятиями атомной промышленности поступает огромное количество плутония, сравнимое с тем, какое было изготовлено за десятилетия для военных целей. Возникает угроза неконтролируемого распространения плутония и вместе с ним ядерного оружия. В рассматриваемом варианте быстрого реактора подобных проблем не существует.

**Тепловой реактор.** Как говорилось, наилучший ядерный цикл осуществляется в реакторах на быстрых нейтронах. Обращение к тепловым реакторам может быть оправдано их простотой, освоенностью. Из всех известных тепловых реакторов лучшим нейтронным балансом обладает тяжеловодный реактор типа канадского "Candu", использующий в качестве топлива природный (необогащенный) уран. На рис. 3 приводится значение коэффициента размножения  $K_\infty$  для бесконечной среды в зависимости от концентрации урана  $x = N_{D_2O}/N_U$ . Из рис. 3 видно, что  $K_\infty > 1$ ,

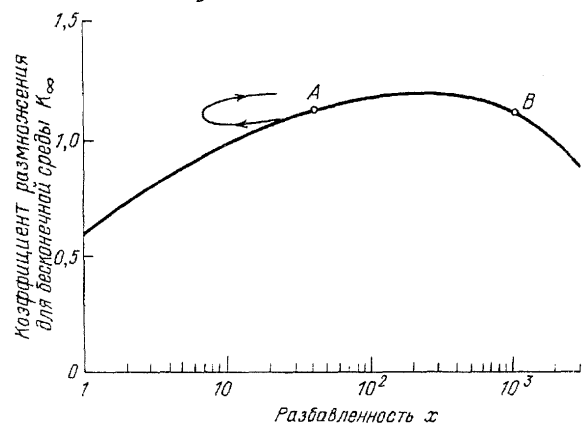


Рис. 3. Точка A (в отличие от точки B), устойчива: небольшое увеличение мощности (испарение) сдвигает рабочую точку влево и делает систему слегка подкритичной. Стрелкой указано изменение разбавленности активной зоны реактора в процессе длительного горения (годы)



там, где, в принципе, может существовать стационарный реактор, приходится на область разбавления  $10 < x < 1000$ . Спадание кривой в правой части графика объясняется, хотя и слабым, но все же конечным поглощением нейтронов в тяжелой воде. Спадание слева при небольших  $x$  происходит по причине изменения спектра нейтронов: спектр ужесточается и уходит в область резонансного поглощения в U-238. Именно эта ветвь спадания нас будет в дальнейшем интересовать, с ней связана идея физической регулировки (в отличие от стандартного реактора с принудительной регулировкой стержнями управления).

Предположим, что реактор был приведен в рабочее состояние в точке с концентрацией на левой ветви  $10 < x < 100$ . Начинается горение и вместе с ним изменение компонент топлива: постепенно исчезает U-235, появляется Pu-239, осколки. Важнейшее обстоятельство состоит в том, что размножающие свойства активной зоны вначале нарастают в тяжеловодном реакторе, а не спадают, как обычно, вследствие выгорания U-235. Другими словами,  $KB \geq 1$ . Однако процесс нарастания активности вскоре прекращается, так как равновесная концентрация плутония на тепловых нейтронах  $\beta \approx 0,25\%$  не компенсирует выгорания  $0,7\%$  U-235, содержащегося в природном уране. Вот почему выгорание в реакторе "Candu" невелико, на уровне первоначального содержания U-235 в природном уране.

Схема предлагаемого реактора изображена на рис. 4. Его отличительной чертой является замкнутый объем с открытой водяной поверхностью и переносом тепла внутри реактора посредством свободной конвекции паров воды и теплосъемом вне активной зоны. На первых порах вследствие нарастания активности и более интенсивного испарения воды увеличится концентрация активных атомов, изменится вылет и спектр нейтронов. Из-за снижения разбавленности  $x$  и включения резонансов равновесная концентрация плутония сдвинется в большую сторону, и процесс накопления плутония будет продолжаться. Спустя некоторое время в горении будет принимать участие почти исключительно плутоний (из U-238), что в несколько раз увеличивает выгорание (экономия в пересчете на природный уран составляет четыре раза по сравнению с ВВЭР) (табл. II).

Самым важным качеством предлагаемой конструкции является саморегулирующий характер работы и отсутствие поэтому всякой системы управления. Функционирование реактора обладает той самой физической безопасностью, о которой говорилось ранее. Независимо от причин, случайное повышение тепловыделения приведет к дополнительному

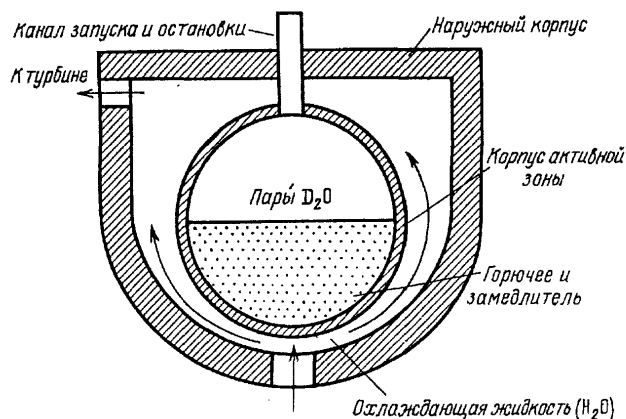


Рис. 4. Схема реактора с испаряющейся активной зоной. Точки в активной зоне означают следы горизонтально расположенных тонких урановых твэлов. Теплосъем может осуществляться (для развития поверхности) также посредством труб, вводящихся в верхнюю часть активной зоны (внутреннего шара). Форма (не обязательно сферическая) и состав активной зоны оптимизируются

испарению замедлителя и немедленному прекращению реакции как за счет ужесточения спектра нейтронов, так и за счет их вылета. Очень хорошо, что в этом реакторе разделены зоны энерговыделения и энергосъема. Это дает возможность использовать в первом контуре теплосъема обычную воду. В предлагаемом реакторе отметим еще два примечательных момента. В нем темп теплосъема регулирует тепловыделение (мощность). Действительно, повышение мощности теплосъема приводит к усилению охлаждения реактора, к более интенсивной конденсации паров тяжелой воды и, следовательно, к большему тепловыделению.

Таблица II. Некоторые данные расчетных характеристик реактора

Мощность	30 МВт
Радиус камеры с активной зоной	$R = 3$ м
Загрузка	20 т природного урана, 50 т тяжелой воды
Давление пара в камере	~ 100 атм
Выгорание по урану за время жизни твэла в реакторе	Около 2 %

Рассмотрим теперь самый тяжелый случай аварии — полного прекращения теплосъема. Ничего страшного! Авария будет развиваться очень медленно, потребуются десятки минут, чтобы вода полностью испарилась. А фактически намного дольше, так как вскоре цепная реакция оборвется из-за роста концентрации урана в тяжелой воде. Повышенное давление паров может быть сброшено через односторонний клапан во вспомогательный объем раз и навсегда.

Все перечисленные преимущества реактора

возникают, однако, за счет сильного снижения теплоты с единицы объема, что ведет к соответствующему росту объемных и весовых показателей. В этом — главный недостаток реактора. Но, как говорится, нет худа без добра. В нем размещается топливо (природный уран) из такого расчета, чтобы не заниматься перегрузкой топлива за все время эксплуатации — 50 лет. Заметим также, что остаточное удельное тепловыделение, пропорциональное удельной мощности реактора, снижается настолько, что расплавления твэлов не происходит даже в отсутствие воды.

**Ядерно-термоядерный (гибридный) реактор** (группой авторов под руководством Н.Г. Басова подготавливается в печать статья-предложение по гибриднему реактору). Третий вариант по своей сущности безопасен с очевидностью. Речь идет о подкритическом реакторе, в котором стационарность энерговыделения поддерживается с помощью постороннего источника нейтронов. В качестве такого источника могут быть применены: ускорители частиц, которые возбуждают ядерные реакции, и термоядерные реакции на изотопах водорода. Следует упомянуть в этой связи о быстром реакторе, размещенном внутри теплового, который можно трактовать двояко — либо как реактор с единой, но неоднородной активной зоной, либо как тепловой реактор с энерговыделением, поддержанным центральным быстрым реактором с мощностью последнего в несколько десятков раз меньше суммарной.

Когда в одной конструкции сочетаются ядерная и термоядерная части, такой реактор по принятой терминологии называют гибридным. Дальше мы рассматриваем только его.

Обычно гибридный реактор, который содержит пассивный бланкет в виде окружения из U-238, рассматривают как производитель плутония для АЭС. В сущности, тогда назначение бланкета точно такое же, как зоны воспроизводства быстрого реактора, и с той же логической неувязкой. Зачем производить плутоний в одном месте, чтобы затем, потратившись на транспорт и переработку, использовать его в другом месте, спустя годы?

Однако непосредственно ясно, что комбинированная система, сочетающая в себе подкритическую сборку и термоядерный источник нейтронов, заметно сложнее того и другого порознь. Поэтому необходимо совершенно четко ответить на вопрос, в чем выгода такого сочетания.

Про взрывную безопасность мы уже говорили. Она обусловлена подкритичностью зоны. У такого реактора упрощенная или полностью отсутствующая в обычном понимании система управления реак-

тором, темп энерговыделения полностью диктуется мощностью термоядерного источника — исключение источника приводит к немедленному прекращению деления.

Наконец, наличие внешнего источника, допинга нейтронов, улучшает нейтронный баланс и ведет к более сильному выгоранию урана. Например, по расчетам при коэффициенте умножения  $K=0,95$  (означающим, что на один внешний нейтрон рождается  $1/(1-K) = 20$  нейтронов деления, или происходит десять делений) степень выгорания в тяжеловодном реакторе на природном уране достигает 3,5—4 %, т.е. экономия по отношению к затраченному природному урану составляет почти 10 раз по сравнению со стандартными реакторами ВВЭР и РБМК.

Из всех термоядерных и ускорительных источников нейтронов явно предпочтительным является импульсивно-периодический источник на основе лазерного термоядерного синтеза (ЛТС). Причина предпочтения заключается, помимо прочего, в компоновочно-конструктивной схеме, только для ЛТС камера мишени — зона термоядерного горения — отделена от энергопитания (собственно лазеров) на десятки метров. Сама по себе камера сгорания с соответствующими каналами для излучения лазера (лучше всего с одним каналом — односторонней подсветкой) компактна и достаточно просто размещается в активной зоне реактора. Вообразить подобное для токамака или ускорителя практически невозможно.

Но коль скоро необходимый лазер создан и реакция возбуждена, то зачем уран, деления, — не проще ли ограничиться одной термоядерной энергией? Как "чистой"! И как стремятся сделать передовые страны США и Япония!

Слово "чистой" взято в кавычки не случайно. Реактор АЭС содержит огромную радиоактивность, и, даже уменьшенная в 100 раз, она по-прежнему огромна. Термоядерные реакции производят высокоэнергетические нейтроны, которые, даже если нет в окружении урана, взаимодействуют со всеми конструктивными материалами, при том как надпороговые по разным каналам:  $(n, 2n)$   $(n, p)$   $(n, \alpha)$ . Вследствие этих реакций возникает своя, так называемая наведенная, радиоактивность, в сущности, ничем не отличающаяся от осколочной. Подбором материалов, возможно, удастся избежать длиннопериодной радиоактивности — в этом основное преимущество термоядерного способа производства энергии по сравнению с делительными, в которых характер радиоактивности диктуется природой явления и не регулируется. При любом ядерном способе производства энергии возникает, в той или другой степени, про-

блема радиоактивности и всегда большая радиационная опасность при аварии.

Принято считать, что с учетом КПД лазера энергетическую цепь на термоядерной электростанции можно замкнуть (получить положительный энергетический баланс), если коэффициент термоядерного усиления — отношение выделившейся ядерной энергии к лазерной — составит величину масштаба 100. Из приведенной кривой зависимости коэффициента усиления от энергии лазера (рис. 5) следует, что  $K \approx 100$  достигается при энергии лазера в несколько МДж. Такой лазер, способный выстреливать один или несколько раз в секунду в продолжении десяти лет, стоит, по оценкам, не менее 1 млрд. долларов.

Теперь вернемся к гибридной схеме. Пусть степень подкритичности уранового бланкета такова, что на один термоядерный нейтрон приходится десять делений. Поскольку каждое деление сопровождается выделением энергии в 10 раз больше, чем при термоядерной реакции, подавляющая часть энерговыделения приходится на деление и только около 1 % — на синтез. Оставаясь в рамках прежних требований к суммарному коэффициенту  $K = 100$ , мы видим, что отнесенный к лазерной части тот же коэффициент может иметь величину  $K_{\text{тя}} \propto 1$ . Из той же кривой рис. 5 следует, что требования к энергии лазера при  $K_{\text{тя}} \approx 1$  сокращаются в десятки раз, составляют 100—200 кДж, уже на сегодня достигнутые в одноразовом режиме. Примерно в той же пропорции падает стоимость лазера, и он становится доступным как по цене, так и по срокам.

В гибридной схеме основная энергия — делительная, лазер усложняет конструкцию, но вместе с тем придает реактору высокую степень безопасности, простоту управления, большое выгорание и экономию топлива. Все эти преимущества позволяют отнести гибридный реактор к вполне оригинальному построению. Является ли гибридный вариант реактора вполне самостоятельным, или только ступенькой, отступлением в освоении термоядерной энергии, покажет время. Думается, для "бедной" России такой путь — единственный, в одинаковой мере полезный в развитии и ядерной, и термоядерной энергетики.

**Радиоактивность.** В данном разделе речь идет не об авариях с неконтролируемым выбросом радиоактивности, а о нормальной технологии производства ядерной энергии на АЭС и сопровождающем ее выходе радиоактивных продуктов.

Для начала несколько цифр, подчеркивающих серьезность проблемы. Одна атомная станция в год производит 1 т осколков (в пересчете на 1 ГВт(э)),

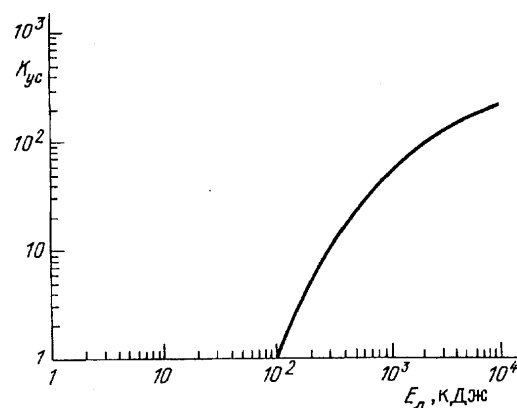


Рис. 5. Зависимость коэффициента усиления  $K_{yc}$  термоядерной мишени (отношение термоядерной энергии к энергии в лазерном луче) от энергии лазера. Для чистого реактора рабочая область находится при энергии в несколько МДж, в гибридном — 100—200 кДж

что больше, чем количество всех радиоактивных осколков, возникших при подземных испытаниях ядерного оружия за всю историю Семипалатинского полигона. А если таких станций не одна, а двадцать или даже сто?

На северо-западе США расположен Хэнфордский ядерный комплекс, предназначенный для производства военного плутония, аналогичный нашему Челябинскому "Маяку". Процедура извлечения плутония сопровождается сбросом большого количества радиоактивной воды — в реки, озера. По оценкам американских ученых рекультивация земли, т.е. возвращение к нормальной хозяйственной деятельности, потребует затрат не менее 100 млрд. долларов. Что же будет, если в оборот поступят не 50—100 т военного плутония за 40 лет, а близкое к этому количество от быстрых реакторов за несколько лет? Не подстерегают ли нас, а также наших близких и далеких потомков большие экологические бедствия, если сегодня мы примем широкомасштабную программу развития ядерной энергетики?

В ответ на этот или другие подобные вопросы можно было бы сослаться на пример Франции, Японии и спросить: "Нам ли, с нашими просторами, отлаженной промышленностью бывшего Минсредмаша и богатейшим опытом бояться?" — и этим ограничиться.

Но я все же рискну дать более конкретные ответы и постараюсь наметить приемлемый путь. Для этого придется понять, в чем узкое место, сущность проблемы. Все радиоактивные продукты, обязанные урану и делениям, можно разделить на две группы: трансураниевые элементы, возникающие в результате захвата нейтронов ураном и его дочерними продуктами, и осколки деления. Первые из них характеризуются весьма длительными периодами полурас-

пада — тысячи и даже миллионы лет (хотя есть исключения), вторые, наоборот, живут, как правило, недолго — от секунд до нескольких лет и десятков лет.

В дальнейшем мы будем исходить из того, что путем химических манипуляций можно отделить тяжелые ураны и трансураны от осколков, а также, при необходимости, выделить из числа осколков отдельные элементы или группу элементов.

Проблема, экологическая и экономическая, заключена в том, чтобы в части материалов, подвергающихся захоронению (главным образом осколков), содержалось мало (на уровне тысячной доли) тяжелых элементов типа плутония с длинным периодом полураспада, ибо по истечении тысячелетий именно они будут определять экологическую обстановку.

Стоимость и возможность такой технологии должны сопоставляться со стоимостью экологических мероприятий, обусловленных работой электростанций на органическом топливе, выбрасывающих в год в атмосферу миллионы тонн золы (на 1 ГВт(э)).

В табл. III приведен набор элементов, возникающих вследствие уран-плутониевых превращений. Вместе с нарастанием флюенса — интегрального по времени нейтронного потока — происходит изменение состава и сдвиг в сторону более тяжелых изотопов. Цепь оборвана на кюрии-247, так как последующие изотопы распадаются быстро и не влияют на состав. Судьба каждого из изотопов двояка: он рождается из предыдущего и исчезает либо из-за распада и деления, либо захватывая нейтрон и порождая следующий изотоп. Поэтому после истечения достаточно большого времени концентрации всех изотопов примут свои стационарные значения.

Размножающие свойства смеси характеризуются параметром

$$D = \sum_i [(v_i - 1) \sigma_{fi} - \sigma_{ai}] C_i,$$

где суммирование распространено по всем компонентам смеси  $C_i$  ( $\sigma_f$  — сечение деления,  $\sigma_a$  — сечение поглощения нейтронов).

Выясняется, что по своим ядернофизическим показателям стационарная, т.е. предельная по времени смесь, не уступает исходной и, следовательно, может быть многократно использована. В этом заключен радикальный способ уничтожения радиоактивных трансурановых элементов: их можно сжигать в тех же реакторах, где они рождаются. Впрочем, в самом отмеченном факте ничего удивительного нет. Трансураны, пресыщаясь нейтронами, имеют усиленную тенденцию к делению. Известно, например, что у Cm-245 критическая масса в несколько раз меньше, чем у Pu-239. Вместе с тем нельзя не сказать, что при

Таблица III

Трансуран	Время $t_{\alpha}$ полураспада с испусканием $\alpha$ -частиц, лет	Время полураспада по каналу спонтанного деления $t_{SD}$ , лет
U-238	$4,5 \cdot 10^9$	$8,0 \cdot 10^{15}$
Pu-239	$2,4 \cdot 10^4$	$5,5 \cdot 10^{15}$
Pu-240	6580	$1,2 \cdot 10^{11}$
Pu-241	14,5	—
Pu-242	$3,9 \cdot 10^5$	$6,8 \cdot 10^{10}$
Pu-243 $\beta^{(5ч)}$ Am-243	$8 \cdot 10^3$	—
Am-244 $\beta^{(10ч)}$	—	—
Cm-244	17,6	$1,4 \cdot 10^7$
Cm-245	$8,5 \cdot 10^3$	—
Cm-246	$5,5 \cdot 10^3$	$1,7 \cdot 10^7$
Cm-247	$1,5 \cdot 10^7$	—

всей принципиальной ясности реализация может встретить значительные технические трудности. Подсчет показывает, что в стационарной смеси (без урана) тепловыделение в сотни раз, а нейтронный фон в десятки тысяч раз больше, чем в стандартном плутонии. Кроме того, степень остаточного радиоактивного загрязнения напрямую зависит от глубины химической процедуры, от того, насколько полно удастся выделить опасные элементы.

**Осколки.** Осколки можно разделить по времени жизни на 3 группы. Будем считать, что время существования АЭС — 50 лет. Все осколки, а их большинство, имеющие время жизни несколько лет и менее, за это время распадаются в хранилищах при станциях.

С другой стороны, есть группа осколков, имеющих очень большой период полураспада  $10^6$  —  $10^7$  лет и более. Эти осколки слабо радиоактивны, экологической опасности не представляют, так как мало что могут добавить к естественной радиоактивности Земли.

Таким образом, выделенными следует считать осколки со средним периодом полураспада от 5 до миллиона лет. Их характеристики сведены в табл. IV.

Большинство из приведенных изотопов реальной опасности не представляет. Если энергия электронов при  $\beta$ -распаде составляет менее 100 кэВ, то защитное железное покрытие толщиной 1 мм практически полностью поглощает радиацию — электроны и сопровождающее их тормозное излучение. Слабое проникающее излучение является благоприятным обстоятельством для создания изотопных источников.

Таблица IV

Элемент	Период $t$ полураспада ( $\beta$ )	Выход, % (кг/год · ГВт(э))	Энергия распада, МэВ	Энергия сопровождающих распад $\gamma$ -лучей, МэВ
Kr-85	11	0,13 (0,44)	0,67	—
Sr-90	28	2,2 (7,9)	0,55	—
Zr-93	$1,5 \cdot 10^6$	4 (14,9)	0,06	—
Tc-99	$2,1 \cdot 10^5$	6,1 (24)	0,29	—
Pd-107	$7,0 \cdot 10^6$	1,4 (6,0)	0,04	—
Cs-135	$3,0 \cdot 10^6$	7,2 (39)	0,21	—
Cs-137	30	6,5 (36)	0,17	0,66
Sm-151	87	,1 (6)	0,08	0,02

Три изотопа требуют особого внимания: Kr-85, Cs-137, Sr-90; Kr-85, как инертный газ, поступает в атмосферу и вызывает ее дополнительную ионизацию и проводимость. После нескольких десятков лет его содержание в атмосфере станет равновесным, так что поступающая от его распада ионизирующая радиация составит  $W = 2 \cdot 10^4$  МВт ( $M$ -мощность всех АЭС, выраженная в ГВт(э)). По воздействию на атмосферу ее следует сравнить с космической, которая на входе в атмосферу имеет величину  $1,4 \cdot 10^9$  Вт. При  $M = 10^3$  поправка на космос заметна, но невелика — 1–2 %. Ситуация требует внимания, но пока не тревожна, если также учесть, что концентрация ионов над сушей и морем варьируется в шесть и более раз.

Стронций-90 рождается при делении вместе со стабильным Sr-88 (остальные изотопы быстро распадаются). Сечение поглощения нейтронов у Sr-88 примерно в 200 раз меньше, чем у Sr-90, и это дает возможность, химически выделяя стронций и повторно размещая его в реакторе, выжигать опасный компонент. Кроме того, Sr-90 не имеет ядерного  $\gamma$ -излучения и поэтому используется как изотопный источник.

Иное положение по отношению к Cs-137, самому вредоносному, который определяет главным образом сейчас послечернобыльскую ситуацию. Cs-137 рождается при делении в равном соотношении со стабильным Cs-133, но имеет сечение ( $n\gamma$ )-реакции в 300 раз меньшее. Поэтому при размещении его в реакторе будет не столько исчезать Cs-137, сколько возникать Cs-134 ( $t_{1/2} = 2,05$  года,  $\beta, \gamma$ ). Возможно, люди придумают другие реакции (ядерные трансмутации) на высокоэнергетических нейтронах, но пока следует полагаться на длительное (1000 лет) захоронение — процедуру непростую, но доступную, если

иметь в виду небольшое количество, около 100 кг на 1 ГВт(э).

### Заключение.

1. Экономическое развитие общества базируется на мощной электроэнергетике.

В выполнении этой функции главное место отводится ядерной энергии, потому что органическое сырье дорого и себя исчерпывает, а ядерное топливо имеет практически беспредельные ресурсы. На сегодня его запасов в виде обогащенного урана и плутония, необходимых для АЭС, хватит на много лет. Сложившаяся структура ядерных предприятий атомной промышленности, квалифицированные рабочие и научные кадры, необходимость конверсии — перевода военных предприятий в мирные — все это создает дополнительные благоприятные условия и экономическую целесообразность, противопоставить которой что-либо практически невозможно.

2. В обзоре на примере быстрого, тяжеловодного и гибридного реакторов демонстрируются некоторые чисто физические приемы, которые показывают, что стационарность энерговыделения в реакторе может поддерживаться автоматически, когда его безопасность не подвержена ошибкам человека. Высказанные соображения — не конструкция, даже не схема реактора, а некоторая концепция, призванная подтвердить, что возможности, заключенные в физической сути реактора, далеко не исчерпаны.

3. Анализ данных по радиоактивности, сопровождающей деление, позволяет надеяться, что с задачей организации замкнутого производства, при котором радиоактивность не выходит за пределы региона станции, можно также справиться — частично химической переработкой топлива и повторным сжиганием его в реакторе, частично захоронением небольшого количества избранных веществ. Таким образом, нет ни одной причины, которая мешала бы широкому внедрению ядерной энергетики.

Разговоры о том, что для "лапотной России" Япония, строящая свои АЭС в курортной зоне, — не пример, пусть останутся на совести тех, кто ничего толкового не сделал ни в промышленности, ни в науке,

В настоящей работе использованы следующие материалы:

1. Легасов В.А., Феоктистов Л.П., Кузьмин И.И. Ядерная энергетика и международная безопасность. Природа. № 6, 1985.
2. Феоктистов Л.П. Анализ одной концепции физически безопасного реактора. Препринт ИАЭ им. И.В. Курчатова 4605/4. Москва, 1988.
3. Феоктистов Л.П. Здравый смысл, конверсия и разоружение. Свободная мысль. № 1, 1992.
4. Феоктистов Л.П., Климов В.В., Феоктистов А.Л. Реактор малой мощности (в печати).
5. Феоктистов Л.Л. Перспективные системы ядерных

- реакторов с внутренней безопасностью. — МИФИ. Всесоюзная школа по теоретической ядерной физике им. В.М. Галицкого. Перепечатано в "Perspectives in Energy". V. 1. P. 51—58.
6. *Феоктистов Л.П., Феоктистов А.Л.* Радиоактивные отходы АЭС (в печати).
  7. *Феоктистов Л.П.* Вариант безопасного реактора. Природа. № 1, 1989.
  8. *Феоктистов Л.П.* Нужна ли ядерная энергетика? Природа. № 4, 1989.
  9. *Феоктистов Л.П., Бреев В.В., Губарев А.В. и др.* Расчетно-теоретические исследования уранового blankets на тепловых нейтронах для гибридного термоядерного реактора. Препринт ИАЭ им. И.В. Курчатова 3624/8. Москва, 1982.
  10. *Феоктистов Л.П.* Гонка вооружений, война и научно-технический прогресс несовместимы! Коммунист. № 15, 1985.
  11. *Аврорин Е.Н., Феоктистов Л.П.* О гибридном реакторе на основе лазерного термоядерного синтеза. Квантовая электроника. **5: 2**, 1978.
  12. *Феоктистов Л.П.* Нейтронно-делительная волна. ДАН. **309: 4**, 1989.

Кроме того, большая вычислительная работа в последнее время проделана в Центре математического моделирования РАН в группе В.Я. Гольдина и в 1992 г. выпущен препринт № 43. Я благодарю всех товарищей, с которыми пришлось работать. Я благодарен также И.Л. Цветковой, взявшей на себя труд по редактированию и оформлению рукописи.