

559.1
B85-



МОСКОВСКИЙ ОРДЕНА ТРУДОВОГО КРАСНОГО ЗНАМЕНИ
ИНЖЕНЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ

Л. П. Феоктистов

**ПЕРСПЕКТИВНЫЕ СИСТЕМЫ
ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ
С ВНУТРЕННЕЙ БЕЗОПАСНОСТЬЮ**



**ВСЕСОЮЗНАЯ
ШКОЛА ПО
ТЕОРЕТИЧЕСКОЙ
ЯДЕРНОЙ ФИЗИКЕ
им. В. М. ГАЛИЦКОГО**

Москва 1990

339,1

- В65

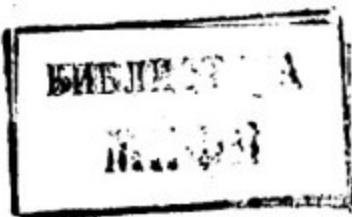
ГОСУДАРСТВЕННЫЙ КОМИТЕТ СССР
ПО НАРОДНОМУ ОБРАЗОВАНИЮ

МОСКОВСКИЙ ОРДЕНА ТРУДОВОГО КРАСНОГО ЗНАМЕНИ
ИНЖЕНЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ

Л.П. Феоктистов

ПЕРСПЕКТИВНЫЕ СИСТЕМЫ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ
С ВНУТРЕННЕЙ БЕЗОПАСНОСТЬЮ

Текст лекции



Утверждено
редсоветом института

Москва 1990

560

539.1(06) + 621.039.5(06)

УДК 621.039.58

Феоктистов Л. П. Перспективные системы ядерных реакторов с внутренней безопасностью: Текст лекции. М.: МИФИ, 1990. — 16 с.

Предлагается схема реактора, построенного по принципу накопления с автоматически поддерживаемым критическим состоянием. Отсутствие стержней-поглотителей управления, однородность активной зоны, слабый вылет создают наиболее благоприятные условия в нейтронном балансе, выводят на высокие значения коэффициента воспроизведения и выгорание. Схема позволяет достигнуть состояния, при котором аварийные ситуации, связанные с потерей теплоносителя, разрушением здания и т.п., не создают надкритичность.

(С) Московский
инженерно-физический
институт, 1990 г.

При всех различиях тепловых и быстрых реакторов есть одна важная черта их объединяющая. И тот, и другой работают по схеме выгорания активной компоненты топлива (U^{235} , Pu^{239} , ...). Другими словами, первоначально в них закладывается активного материала больше, чем это требуется для непосредственного поддержания критического уровня. Излишки активности, надкритичность, балансируются регулирующими стержнями-поглотителями. По мере выгорания делительной части вещества стержни изымаются из активной зоны, что и создает стационарность энерговыделения. Так как любой реактор осуществляет некоторый конечный по времени срок кампании, то в нем исходно содержится запас по надкритичности, тем больший, чем больше предполагаемое время кампании. В этом смысле ни один из реакторов, работающих по признаку выгорания, нельзя отнести к безусловно безопасным, потому что если вдруг по случайным и маловероятным причинам регулирующие стержни разом покинут активную зону, возникнет взрывоопасная ситуация. Цепная реакция в таких условиях будет развиваться настолько быстро, с характерным временем намного меньшим, чем время запаздывающих нейтронов, что никакая аварийная защита не поможет.

БЫСТРЫЙ РЕАКТОР

Быстрый реактор во всех отношениях (по капитальным затратам, эксплуатации, безопасности) уступает тепловому, кроме одного, ради которого он, собственно говоря, и придуман. Речь идет о КВ – коэффициенте воспроизводства, понятии хорошо известном любому реакторщику. В реакторе происходит не только исчезновение активно-делительных атомов, но и их производство из инертного и распространенного изотопа урана-238, всегда присутствующего в реакторе по схеме $U_g + \pi \rightarrow U_g \xrightarrow{\beta} Np_g \xrightarrow{\beta} Pu_g$.

Время двух β -распадов – $t_{1/2} = 2,5$ дня. КВ и выражает собой отношение рожденных атомов, способных к делению, к исчезнувшим. Константы таковы, что в тепловых реакторах с учетом всех потерь нейтронов – вылете, поглощении в конструкционном материале и теп-

лоносителе, а также в регулирующих стержнях — реальный КВ меньше единицы (для ВВЭР $\sim 0,55$). Это значит, что в тепловых реакторах, по сути дела, происходит выжигание ^{235}U , извлекаемого из природного урана. У быстрого реактора, наоборот, КВ > 1 , в горении вовлекается дешевый ^{238}U , происходит накопление плутония. Такой реактор является реактором-размножителем, способным питать делящимся материалом другие реакторы.

Один из аргументов противников атомных станций состоит в том, что при интенсивном развитии атомной энергетики она исчерпывает свой топливный ресурс в виде ^{235}U , то ли в 2010, то ли в 2020 г. Верный сегодня, т.е. примененный к сегодняшней структуре АЭС, он полностью теряет силу, если в оборот включается быстрый реактор-размножитель. Дело не только в том, что в природном уране ^{238}U в 140 раз больше, чем ^{235}U , но и в том, что при таком изобилии извлечение становится рентабельным по отношению к слабым рудам, даже гранитам и морской воде. Так что база расширяется практически беспрепятственно.

По быстрым реакторам сделаны два утверждения, которые могут показаться взаимоисключающими. В начале говорилось, что быстрые реакторы так же, как тепловые, построены на выгорании активной компоненты, несколько позже, что они — размножители, т.е. накапливают больше, чем расходуют. Однако легко понять, что оба утверждения правильны. Быстрый реактор разделен на две зоны: центральную, где происходит цепная реакция, и периферийную из ^{238}U , где происходит накопление плутония. В активной зоне топливо выгорает, 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. Предполагается, что в так называемом замкнутом цикле твэлы обеих зон после некоторого времени содержания в реакторе и последующей выдержки будут извлекаться и подвергаться переработке на химических комбинатах. Выделенный плутоний и уран вновь поступят в активные зоны реакторов.

Наблюдается странная картина: проделав по кругу путь, плутоний через пять лет возвращается в исходную точку. Зачем? Ведь гораздо выгоднее его сжечь на месте, не теряя времени и без дополнительных затрат на перевозку. Другими словами, попробуем представить себе реактор, в котором две зоны — активная и воспроизводящая перемешаны в одну. Тем самым обе функции нейтронной реакции — энергетическая и воспроизводящая — оказались во времени и пространственно совмещены. Недостаток такого слияния очевиден: резко возрастает критическая масса реактора, она даже обращается в бесконечность для смеси

урана с плутонием при концентрации последнего ниже $\sim 4,5\%$. (Расход плутония для поддержания критичности при переходе от 100 % концентрации к 5 % возрастает от нескольких килограмм до тонны.) Однако с учетом того, что на стандартной АЭС сжигается в год около тонны (на 1 ГВт (э)) топлива, недостаток, о котором идет речь, вряд ли стоит считать принципиальным.

Для утверждения концепции нового реактора не требуется длительных вычислений (они нужны для расчета конкретной конструкции). Исходным является только один факт, который мы давно усвоили: есть реакторы с КВ больше единицы. Наличие $KV > 1$, в свою очередь, означает, что реактор может быть построен не по принципу выгорания активного материала, а на самообеспечении. Величине KV можно придать иную форму:

$$KV = \frac{\tilde{p}}{p_K} (1 - p_K).$$

Здесь p_K — критическая концентрация плутония, \tilde{p} — равновесная, к которой при горении асимптотически стремится концентрация плутония независимо от того, была она исходно меньше или больше \tilde{p} . Только при $p_K > \tilde{p}$ происходит выгорание (приближение к \tilde{p} сверху), при $p_K < \tilde{p}$ — накопление (снизу). В дальнейшем будем рассматривать только реакторы с $p_K < \tilde{p}$. Итак, представим себе, что смесь урана с плутонием доведена до критического состояния. Последующее сильное утверждение состоит в том, что предоставленная самой себе система не перейдет через критическое состояние, несмотря на то, что стремится выйти на концентрацию плутония $\tilde{p} > p_K$. Как объяснить такую, на первый взгляд парадоксальную, ситуацию?

В описании развития нейтронных цепей и кинетики превращения одних элементов в другие фигурируют два времени, имеющих отношение к рассматриваемой задаче. Рожденный при делении нейtron исчезнет через среднее время жизни $t_H \approx 1$ мкс. На место погибшего при делении атома плутония возникнет новый, через время $t_{1/2} \approx 2,5$ дня, т.е. с задержкой, диктуемой временем β -распада (депением ^{239}U и ^{239}Np можно пренебречь). Два временных параметра t_H и $t_{1/2}$ сильно различаются по масштабу. Один измеряется микросекундами, другой — днями. Если реактор годами находится в критическом состоянии, то задержка в появлении плутония, выражаемая днями, значения не имеет. Совсем другое дело, если система, в силу каких-то причин, внезапно обрела надкритичность. Излишки плутония, вызвавшие надкритичность, исчезнут со временем t_H , и система вернется в критическое

состояние. Возникшие "дополнительные" нейтроны приведут к появлению "дополнительного" плутония, но спустя дни и не одновременно. В общую цепь исчезновения атома плутония и его возникновения, т.е. поддержания критичности, вошло новое время $t_{1/2}$. Аналогичная ситуация присуща обычным реакторам, где, с точки зрения управления, огромное значение имеют так называемые запаздывающие нейтроны. Их около процента и появляются они спустя десятки секунд. Есть два критических уровня с учетом и без учета запаздывающих нейtronов. Развитие цепи, если не превзойден верхний критический уровень, сдерживается временным появления запаздывающих нейtronов. В нашем случае, поскольку накопление плутония идет снизу, роль задержки выполняет время $t_{1/2}$ (дни), в точности аналогичное по смыслу привычному времени запаздывания нейtronов деления.

Коль скоро ураново-плутониевая смесь не может перейти через критическое состояние, то чем же сдерживается рост концентрации, стремящейся к $\tilde{p} > p_K$? Дело в том, что в такой системе происходит нарастание плотности нейtronов (или удельной мощности), выжигающее излишки плутония. То обстоятельство, что $p \rightarrow \tilde{p}$, но не может превзойти p_K , приводит к тому, что критическое состояние поддерживается автоматически и отпадает необходимость в регулировке управляемыми стержнями, реакция развивается сама по себе. Это означает, что такой реактор безопасен по отношению к ядерному взрыву в обычном смысле слова, так как не может достигнуть надкритичности. Если нравится, то можно выразиться и так: "взрыв" в нем развивается дни и недели (в ториево-урановом цикле — даже месяцами) и поэтому легко преодолевается самыми элементарными средствами защиты. Преимущества такого реактора сводятся таким образом к повышенной степени безопасности, простоте эксплуатации, имеющей, в принципе, автоматизм без сложной системы управления; глубокому, допустимому по соображениям критичности выгоранию топлива (на 50 — 70 %). В самом деле, что может оборвать саморазвивающуюся реакцию? Только выгорание. Поскольку $\tilde{p} \sim U$ — концентрации урана, то рано или поздно наступит момент, когда \tilde{p} станет меньше p_K и реакция затухнет. Но поскольку начальные условия таковы, что $K_B \approx \frac{\tilde{p}}{p_K} \approx 2$, то и уран сгорит примерно наполовину. Отсутствие очень сложной системы контроля и управления, свойственных современным реакторам, позволяет искать подходы, вовсе нетрадиционные, например, с расплавленной активной зоной, что весьма облегчает решение вопроса о радиационной стойкости конструкционных материалов.

Остановимся на некоторых вопросах конкретной реализации идеи.

СТАЦИОНАРНЫЙ РЕАКТОР

В отличие от обычного реактора, в котором темп энерговыделения поддерживается принудительной регулировкой, в реакторе с накоплением реакция может развиваться по своему закону, и мощность является совершенно определенной функцией времени, обладающей максимумом. Характерное время жизни реактора пропорционально $t_{1/2}$. Соответствующий этому времени темп энерговыделения может оказаться чрезмерным и поэтому нереалистичным. Напомню, что обычно за год происходит выгорание топлива на процент, здесь же он может достигать десятков процентов за недели. Происходит это вследствие чрезвычайно быстрого роста скорости накопления плутония. Подавить быстрое появление плутония можно не только его выжиганием, но и разбавлением ураном. Пусть по достижении некоторой мощности реактора начинается смена материала путем введений в активную зону инертного ^{238}U (и соответственно изъятия "ожившего" с плутонием). Ясно, что слишком большой темп подмены понизит усредненную концентрацию плутония настолько, что она станет ниже критической и реакция затухнет. Следовательно, есть такой темп подачи урана, вообще говоря, неравномерный по времени, при котором можно стабилизировать мощность на произвольном, достаточно низком и технически приемлемом уровне. Более того, при некотором запасе ($\tilde{p} = 0,1, p_k < 0,064$) оказывается возможным стационарный режим, при котором на вход равномерно подается "свежий" урановый твэл, а на выходе вынимается "старый" с остатками урана, плутония, осколков. И что особо примечательно: если скорость смены материала выбрана правильно и время "жизни" твэла $t_K \gg t_{1/2}$, то она же, эта скорость, определяет мощность реактора. Нужно только считаться с тем, что инерция реактора огромна и смена режима, включая запуск (но не останов), может происходить за время, сравнимое с $t_{1/2}$. При еще большем запасе ($\tilde{p}=0,1, p_k < 0,058$) возможен стационарный режим, когда уран подменяет не "старый" твэл, а усредненный. Этому отвечает реактор с расплавленной активной зоной: слив производится через отверстие в днище бассейна. Заметим, что требование по КВ возвращается к привычному: $KV > 1$, если на вход подавать не уран, а смесь урана с плутонием, с концентрацией плутония, равной той, которая извлекается (по сути, очищая материал от осколков и добавляя на их место уран).

ВОЛНА ДЕЛЕНИЯ

Те же явления, но с автоматической подменой вещества, осуществляются в бегущей волне деления. Пусть имеется бесконечный цилиндр из урана диаметром около 1 м. В небольшой его части к урану примешивается плутоний с таким расчетом, чтобы объем стал критическим и началась цепная реакция. Часть нейтронов, выходя через торец, оседает в нетронутом веществе и образует там плутоний. Поскольку $\rho_K < \tilde{\rho}$, может так случиться, что критической станет соседняя область и в нее сместится центр энерговыделения. Побежит волна. Постепенно начальные условия "забудутся", сформируется стационарная волна горения. Из размерных соображений ясно, что ее скорость

$$D \sim L / t_{1/2} ,$$

где L — длина пробега нейтрона.

Поскольку у такой волны на вход подается свежий уран, а из зоны реакции выходит прогоревший, аналогия со стационарным реактором в режиме перегрузки очевидна. Неудивительно поэтому, что волна существует не при всех значениях параметров: при $\tilde{\rho} = 0,1$, $\rho_K < 0,064$. Подгоняя параметры $\tilde{\rho}$ и ρ_K , можно как угодно сильно снизить скорость волны (изменяя размер, приближая (удаляя) отражатель и т.п.) и достигнуть технически приемлемого уровня мощности.

В конце 70-х годов президент Картер принял решение, по которому запрещалось строить брилльеры и вести переработку топлива с извлечением плутония. Содержание акции состояло в том, чтобы не допустить расплывание плутония, который пригоден для ядерного оружия, ослабить ядерную военную угрозу. При полномасштабном развитии атомной энергетики в оборот включились бы десятки тонн плутония и очень трудно было бы включить в эту сложную технологическую цепочку весы, точность которых — килограммы, тех самых, которые смогли бы составить угрозу миру. При КПД, составляющем десятки процентов, проблемы, связанные с дефицитом топлива, отступают, и вместе с этим отходит на задний план необходимость в регенерации топлива.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В данной лекции была рассмотрена схема реактора, построенного по принципу накопления, а не выжигания активной компоненты топлива. Преимущество его заключено в том, что он поддерживает критическое состояние автоматически и, следовательно, не нуждается в громоздкой

системе управления. Разумеется, это не относится к системе запуска и останова, а также аварийной защите. В режиме с непрерывной перегрузкой сам темп перегрузки (в определенных пределах) регулирует мощность реактора. Отсутствие стержней-поглотителей управления, однородность активной зоны, слабый вылет создают наиболее благоприятные условия в нейтронном балансе, выводят на высокие значения КВ и выгорание. Появляются дополнительные возможности для конструктивных решений, таких, например, как бегущий режим, расплавленная зона. При этом конструктивном пространстве, по-видимому, можно достигнуть состояния, при котором никакая аварийная ситуация (потеря теплоносителя, разрушение здания и т.п.) не создаст надкритичность.

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ ПРИЛОЖЕНИЕ

В полной постановке решение задачи возможно только численным счетом на ЭВМ. Ниже приводится сильно упрощенная схема расчета, которая сохраняет качественную сторону явления. Уравнения кинетики в безразмерном виде:

$$\frac{d\pi_g}{dt} = -\pi (\pi_g - \pi_p - \pi_g) ; \quad (1)$$

$$\frac{d\pi_g}{dt} = \pi (\pi_g - \pi_g) - \pi_g ; \quad (2)$$

$$\frac{d\pi_p}{dt} = \pi_g - \pi_g \pi_p / \tilde{p} \quad (3)$$

(π_g, π_g, π_p – концентрации $^{238}U, ^{239}U, ^{239}Pu$; π – плотность нейтронов).

Принято, что сечение поглощения нейтронов для всех элементов, включая осколки, одинаково; $\tilde{p} = b_{\alpha}/(b_{\alpha} + b_f) p_u$ – равновесная концентрация (при $\pi_g = 1$). За единицу времени принята константа β -распада ($U_g \xrightarrow{\beta} Np_g \xrightarrow{\beta} Pu_g$). Цепь накопления изотопов оборвана соглашением, что $^{240}Pu, ^{240}U$ эквивалентны ^{238}U .

При рассмотрении бегущей волны в стационарном режиме добавляется уравнение диффузии (одновременно $\frac{d}{dt} \rightarrow D \frac{d^2}{dx^2}$, D – исходная скорость распространения)

$$\frac{d^2\pi}{dx^2} = (1 - \frac{\pi_p}{p_K}) \pi,$$

$p_K = b_{\alpha}/[(\gamma-1)b_{f,p}]$ – критическая концентрация плутония ($p_K < \tilde{p}(1-p_K)$).

Наконец, во многих случаях, поскольку $\pi_g \sim \pi_p \sim p_K \ll 1$,

$\pi_g \approx 1$, малыми слагаемыми можно пренебречь там, где они в сумме с π_g .

1. Стационарный реактор в открытом цикле (саморазвитие):

$$\pi_p = p_K ;$$

$$\pi_g = \pi p_K / \tilde{p} ;$$

$$\frac{d\pi_g}{dt} = \kappa \pi_g - \pi_g;$$

$$\frac{d\pi_g}{dt} = -\kappa \pi_g.$$

Последние два уравнения можно привести к виду

$$\frac{d\pi}{dt} = \kappa \pi x - \pi ; \quad \frac{d\pi}{dx} = -\kappa + \frac{1}{x} ;$$

$$\frac{dx}{dt} = -\pi x.$$

Здесь $x = \pi_g / \pi_{g0}$, $\kappa = \pi_{g0} \tilde{p} / p_k$ (значение КВ в момент $t = 0$).

Решение: $\pi = \kappa(1-x) - \ln(1/x)$ (принято $\pi|_{t=0} = 0$). Величина π испытывает максимум при $x = 1/\kappa$; окончание горения наступает, когда π обращается в ноль. Численные данные содержатся в табл. 1, где Δt – характерное время горения, выраженное в постоянной β -распада (четыре дня для урана-238). Например, если удастся достигнуть КВ = $\kappa = 1,5$, то уран выгорит на 60 % за время (когда мощность колеблется примерно вдвое) около трех месяцев. Но даже при $\kappa = 1,1$ выгорание достигает 20 %, время удлиняется до пяти лет, т.е. может достигнуть технически приемлемого уровня. Для уран-ториевого превращения время удлиняется примерно в десять раз.

Таблица 1

κ	π_{max}	$\Delta t = 2/\pi_{max}$	Выгорание, % по ^{238}U $(1-x) _{\pi=0}$
1	0		0
1,1	0,0047	420	20
1,2	0,018	110	30
1,3	0,038	53	40
1,4	0,064	31	50
1,5	0,095	21	60
1,6	0,13	15	65
1,7	0,17	12	70
1,8	0,21	9,5	73
1,9	0,26	7,7	77
2,0	0,31	6,5	80

2. Стационарный реактор с непрерывной перегрузкой:

а) вариант перегрузки, когда время "жизни" каждого твэла отмечено: на вход подается "свежий" твэл из ^{238}U с некоторой, вообще говоря, добавкой p_0 плутония-239. На выходе — самый "старый" твэл. Поскольку вновь возникший плутоний должен себя проявить, то время жизни твэла $t_K \gg 1$. Это значит, что задержка, связанная с β -распадом, несущественна, и в уравнении (2) можно пренебречь производной. Нужно только помнить, что время процесса никак не может быть меньше времени саморазвития dt , описанного в предыдущем пункте. В этом приближении вводится переменная $\tau = \pi t$.

Решение:

$$\pi_g = (1-p_0) \exp(-\tau);$$

$$\pi_p = (1-p_0)/(1-\tilde{p}) \tilde{p} (\exp(-\tau) - \exp(-\tau/p)) + p_0 e^{-\frac{\tau}{\tilde{p}}}.$$

При равномерной подаче в реакторе будут представлены все твэлы с одинаковым весом от $t=0$ до $t=t_K$ — некоторого, самого старого.

Далее можно ввести среднюю величину

$$\bar{\pi}_p = \frac{1}{t_K} \int_0^{t_K} \pi_p dt = \frac{(1-p_0)\tilde{p}}{1-\tilde{p}} (1-e^{-\tau_K}) - \frac{(1-p_0)\tilde{p}^2}{1-\tilde{p}} (1-e^{-\frac{\tau_K}{\tilde{p}}}) + p_0 \tilde{p} (1-e^{-\frac{\tau_K}{\tilde{p}}})$$

с дополнительным условием $\bar{\pi}_p = p_K$, что определяет t_K . Функция $\bar{\pi}_p(t_K)$ имеет максимум, для t_K выбирается наибольшее значение. Очевидно, при $(\bar{\pi}_p)_{\max} < p_K$ решение невозможно. В точке максимального значения $(\bar{\pi}_p)_{\max} = p_K$. Ниже приводятся характеристики выгружаемого топлива ($p_0 = 0$, на входе ^{238}U без примеси плутония, $\tilde{p} = 0,1$). Из табл. 2 видно, что решение возможно, если $\tau_K > 0,3$ ($KB = \tilde{p}/p_K > 1,5$).

Таблица 2

τ_K	$\bar{\pi}_p$	π_{p_K}	π_{g_K}
0	0	0	1
0,1	0,035	0,059	0,9
0,2	0,058	0,075	0,82
0,3	0,060	0,076	0,74
0,4	0,063	0,072	0,67

τ_K	$\bar{\pi}_p$	π_{p_K}	π_{δ_K}
0,5	0,064	0,066	0,61
0,6	0,064	0,060	0,55
0,7	0,063	0,055	0,50
0,8	0,062	0,049	0,45
0,9	0,060	0,045	0,41
1,0	0,058	0,040	0,37
1,5	0,05	0,025	0,22
2,0	0,042	0,015	0,14

Предположим $p_K = 0,06$. В выгружаемом топливе ($\tau_K = 0,9$) содержится 41 % оставшегося ^{238}U , 4,5 % плутония-239, остальное — осколки (44,5 %). Произошел сбой, и твэлы стали вынимать с запозданием при $\tau_K = 1$. Система становится постепенно все более подкритичной (в пределе приходит к значению $\bar{\pi}_p = 0,058$ вместо критических 0,06). Плотность нейтронов падает, а значение $\tau_K = \pi t$ возвращается к своему прежнему значению 0,9. Аналогично при ускорении смены твэлов против первоначального возникает надкритичность, π возрастает, но $\tau_K = \pi t_K$ остается неизменным, поэтому темп смены твэлов (в некоторых пределах) диктует темп энерговыделения;

б) вариант перегрузки, при котором выводится случайный твэл (усредненное топливо, никак не помеченное), а не самый старый, как в предыдущем случае. Тогда вероятность дожить до времени τ пропорциональна $\exp(-t/\tau_0)$. Усредняя с этим весом, получим

$$\bar{\pi}_p = \int_0^{\infty} \pi_p e^{-t/\tau_0} \frac{dt}{\tau_0} = \frac{\tilde{p}(\tau_0 + p_0)}{(1 + \tau_0)(\tilde{p} + t_0)} ;$$

$$\bar{\pi}_{\delta} = (1 - p_0) / (1 + \tau_0) .$$

В табл. 3 приведены значения при $\tilde{p} = 0,1$, $p_0 = 0$.

Таблица 3

π_0	$\bar{\pi}_p$	π_g	π_0	$\bar{\pi}_p$	π_g
0	0	1	0,6	0,054	0,62
0,1	0,045	0,9	0,7	0,051	0,59
0,2	0,056	0,83	0,8	0,049	0,56
0,3	0,058	0,77	0,9	0,047	0,53
0,4	0,057	0,71	1,0	0,045	0,56
0,5	0,056	0,67			

Как видно, решения возможны только при $(\bar{\pi}_p)_{max} = p_K < 0,058$ ($KB = \frac{D}{p_K} > 1,7$). Характеристики выгружаемого топлива совпадают со средними. Например, при $p_K = 0,056$, $\pi_{p_K} = 5,6\%$, $\pi_g = 67\%$, осколки — 27,4 %. Как и в предыдущем случае, темп перестройки диктует мощность реактора.

3. Бегущая волна. Совокупность уравнений кинетики и диффузионного уравнения (в нем пренебрежено частной производной $d\pi/dt$, которая при обезразмеривании сопровождается ничтожным множителем $t_H/t_{1/2} \approx 10^{-12}$) позволяет найти собственное число D — безразмерную скорость распространения (в единицах $l/t_{1/2}$, l — диффузионная длина поглощения). Величина D может быть определена в "квазиклассическом" приближении по правилам квантования Бора ввиду полной аналогии с уравнением Шредингера или численно, с использованием правильных краевых условий. При слишком большом D интегральная кривая уйдет в бесконечность, при слишком малом — нейтронная функция обратится в ноль на конечном расстоянии. Искомое значение делит эти два решения: имеет обращение в ноль сзади волны, на бесконечности. В полном соответствии с решением П.а $D=0$ при $p_K \approx 0,64$. Совпадение не случайно, а вызвано тождественностью явления. При $D=0$ происходит обращение в ноль не только π и потока $(d\pi/dx)$, но и второй производной $(\pi_p|_{x \rightarrow -\infty} = p_K)$. Другими словами, как в том, так и другом случае на входе (уран) и на выходе — один и тот же материал (при максимально допустимом p_K). Можно понять, почему происходит выброс при $\pi_p = p_K$. Дело в том, что более ранний выброс при $\pi_p > p_K$ невыгоден (есть другая точка с $\pi_p < p_K$, но тем же значением π_p), а более поздний возможен только при запасе, не в предельной точке.

4. Термический реактор. Сходный процесс к "накопительству", может проявиться не только в быстром реакторе, но и в термическом тяжеловодном типа канадского "канду" на природном уране. Для пояснения напомним, что критическое состояние в смеси природного урана с тяжелой водой возможно при разбавлении по частицам $\frac{D_{20}}{U} = 10 \div 2000$ и максимумом при $\frac{D_{20}}{U} \approx 200$. Выберем рабочую точку несколько левее оптимальной. Наличие правой точки, обрывающей надкритичность, объясняется хоть и слабым, но все же конечным поглощением нейтронов тяжелой водой. Для левой точки спектр нейтронов заметно отличается от термического вследствие слабого разбавления замедлителем, часть нейтронов попадает в надтермическую область сильного поглощения на резонансах ^{238}U . Примечательным обстоятельством, что и сближает такой реактор с быстрым, является наличие в начальный момент положительной производной по реактивности эффективный $KV > 1$ (нарастание за счет накопления плутония идет быстрее, чем убывание вследствие выгорания ^{235}U). Вместе с тем, в неизменных условиях этот процесс быстро прекратился бы, так как равновесная концентрация плутония для термического спектра нейтронов $\tilde{\rho} \approx 0,25\%$ заметно меньше, чем содержание ^{235}U в исходном топливе (0,7%). "Хитрость" состоит в том, чтобы сделать активную зону кипящей. Вода, испаряясь оседает на охлаждаемых стенках. Капли с конденсированной жидкостью, скатываясь вниз, вновь попадают в активную зону. Критическое состояние поддерживается автоматически, темп энерговыделения диктуется теплосъемом. Однако ввиду такого автоматизма и первоначального выявления дополнительных ресурсов тенденции к надкритичности происходит постепенное смещение концентрации $\frac{D_{20}}{U}$ в сторону ее уменьшения. Спектр ужесточается, поглощение на ^{238}U из-за резонансов усиливается, что и служит регулятором критического уровня. Но дополнительное поглощение на уране одновременно означает нарастание равновесной концентрации плутония, и, следовательно, открывается возможность для развития процесса горения.

Расчеты показывают, что при таком способе действия можно увеличить выгорание вдвое-втрой, а если своевременно удалять осколки, то и десятикратно.

Лев Петрович Феоктистов

ПЕРСПЕКТИВНЫЕ СИСТЕМЫ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ
С ВНУТРЕННЕЙ БЕЗОПАСНОСТЬЮ

Редактор Е.Г. Станкевич
Техн. редактор Е.Н. Кочубей
Корректор М.В. Макарова

Л.-15294
Объем 1 пл.
Заказ 984

Подписано в печать 18.04.90 Формат 60x84 1/16
Уч.-изд.л. 1,0 Тираж 200 № 074-1
Цена 5 коп.

Московский инженерно-физический институт. Типография МИФИ.
115409, Москва, Каширское шоссе, 31