

Исследование долговременной динамики топливной смеси в ядерном реакторе с циркулирующим топливом

Дробышевский Ю.В. Столбов. С. Н.

В патенте^[1] http://systemwork.ucoz.ru/_ld/0/8_ZVK39.pdf предложен способ и устройство для создания гетерогенного ядерного реактора с разделением области циркулирования топлива на три различные зоны:

- активную зону с тепловыми нейтронами;
- активную зону с быстрыми нейтронами;
- зону выдерживания топливной смеси вне активной зоны.

В предлагаемом способе^[1] в исходную топливную смесь по мере ее выгорания вводится воспроизводящее вещество, а продукты деления по мере их рождения в реакторе выводятся из цикла. В долговременном масштабе времени, в результате поглощения быстрых и тепловых нейтронов, и последующего деления, а также альфа и бета распадов получаемых ядер в системе существуют режимы работы, когда формируется топливная смесь, обладающая слабо меняющимся, составом, а в пределе - «стационарным составом».

Будем называть стационарным такой состав топливной смеси, когда для всякого изотопа в нее входящего, его концентрация и концентрации всех изотопов, из которых он образуется и всех изотопов топливной смеси, в которые он преобразуется, не изменяются.

При этом существуют режимы работы реактора, когда данный состав обладает положительной критичностью все время трансформации от исходной топливной смеси до состояния собственно стационарного состава. Данный состав является предстационарным.

Существование стационарных составов с положительной критичностью в ядерных реакторах интересно, прежде всего, тем, что они образуются при участии изотопов топливной смеси, обладающих малыми сечениями деления на тепловых нейтронах, например, Pu^{240} Pu^{242} , которые обычно извлекают переработкой. Подобная ситуация, когда за счет цепочек бета распадов, изотопы, сильно поглощающие нейтроны просто путем усложнения процесса циркулирования топливного состава превращают в делящиеся изотопы, характерна и для всех последующих трансурановых элементов топливной смеси.

Предложенное авторами использование замедляющее-фокусирующей структуры^[2], позволяет создать реактор, реализующий данный способ в котором эти зоны разделены по тепловым и быстрым нейтронам пространственно, и наиболее явным образом, поэтому возможно использование двухгруппового приближения для исследования долговременной динамики его топливного состава.

Представляет интерес изучение вопросов формирования подобных составов и изучение областей их существования в зависимости от различных параметров, которые характеризуют работу ядерного реактора с циркулирующим топливом.

Необходимо изучение динамики этих составов в зависимости от:

- потоков быстрых и тепловых нейтронов;
- соотношения объемов и плотностей топливного состава;
- соотношения времени нахождения делящегося вещества в области тепловых нейтронов и области быстрых нейтронов;
- соотношения времени нахождения делящегося вещества в области тепловых нейтронов и вне активной зоны реактора;
- динамики взаимообмена составов быстрого и теплового контуров реактора;
- состава исходной топливной смеси;
- состава воспроизводящего вещества.

Целесообразно начать данный анализ с описания основных положений модели, которая была положена в основу данного моделирования.

Процесс моделирования имел двухуровневый характер.

На первом этапе, на модели, которая включала изучение поведения 60 нуклидов, анализировались характеристики стационарных составов, формируемых из исходного топливного состава. Данный анализ возможен, когда мы для каждого элемента входящего в цепочку поглощений нейтронов, распадов в топливной смеси запишем реакции, которые участвуют в их образовании и те каналы, по которым они распадаются. И если мы учтем динамику ввода топливной смеси, то система окажется разрешимой для каждого элемента смеси. Данные уравнения быстро сходятся, и стационарный состав быстро находится даже для большого количества элементов в анализируемой матрице. К недостаткам подхода относится то, что при этом из уравнений выпадает время, и мы не можем анализировать динамику формирования состава, на промежуточных этапах времени.

Для анализа динамики его формирования, методом Рунге-Кутты, для небольшой выборки из 12 ключевых элементов состава анализировалось изменение формирования предстационарного состава во времени. Состав сравнивался со стационарным составом, и особо анализировалась динамика изменения его критичности во времени на предмет наличия «провалов» в этих кривых.

Перед началом работы, прежде всего, на основе литературных публикаций^[3, 4, 5] была сформирована матрица исходных данных для модели, которая включала сечения деления и сечения поглощения быстрых и тепловых нейтронов, периоды полураспадов, каналы распадов анализируемых изотопов и выход нейтронов при делении.

Недостающие данные по сечениям захвата и деления анализируемых элементов смеси аппроксимировались изотонической зависимостью^[6] сечений реакций для тепловых нейтронов и для быстрых нейтронов с энергией 0.8 Мэв.

На предыдущих этапах анализа динамики было выяснено, что даже при небольших уровнях взаимообмена составов быстрого и теплового контуров реактора, составы быстро сближаются, поэтому в данной модели роль различия в составах зон не учитывалась.

Делящиеся вещества только часть времени находились в тепловой, или быстрой активных зонах реактора, а все остальное время находились вне их. Это учитывалось умножением реальных потоков нейтронов реактора на относительное время нахождения вещества контуров в соответствующих зонах реактора.

Стационарные концентрации для каждого элемента смеси представимы в виде:

$$n_i = \frac{\sum_j n_j \cdot \left[\lambda_j + \left(F_t \cdot \sigma_{ctj} \cdot \frac{N_{tact}}{N_{full}} + F_f \cdot \sigma_{cfj} \cdot \frac{N_{fact}}{N_{full}} \right) \right] + \frac{\partial n_{iin}}{\partial t}}{\left[\lambda_i + \left(F_t \cdot \sigma_{fullti} \cdot \frac{N_{tact}}{N_{full}} + F_f \cdot \sigma_{fullfi} \cdot \frac{N_{fact}}{N_{full}} \right) \right]}$$

или в виде:

$$n_i = \frac{\sum_j n_j \cdot \left[\lambda_j \cdot \frac{N_{act}}{N_{full}} + \left(F_t \cdot \sigma_{ctj} \cdot \frac{N_{tact}}{N_{act}} + F_f \cdot \sigma_{cfj} \cdot \frac{N_{fact}}{N_{act}} \right) \right] + \frac{\partial n_{iin}}{\partial t} \cdot \frac{N_{act}}{N_{full}}}{\left[\lambda_i \cdot \frac{N_{act}}{N_{full}} + \left(F_t \cdot \sigma_{fullti} \cdot \frac{N_{tact}}{N_{act}} + F_f \cdot \sigma_{fullfi} \cdot \frac{N_{fact}}{N_{act}} \right) \right]}$$

где: n – концентрация соответствующего актиноида состава;

i – индекс данного актиноида;

j – индекс предшественника данного актиноида;

- dn_{iin}/dt – поток вводимого воспроизводящего вещества;

- F_f – поток быстрых нейтронов в реакторе;

- F_t – поток тепловых нейтронов в реакторе;

- σ_{ct} – сечение поглощения для тепловых нейтронов;

- σ_{cf} – сечение поглощения для быстрых нейтронов;

- σ_{ft} – сечение деления для тепловых нейтронов;

- σ_{ff} – сечение деления для быстрых нейтронов;

- σ_{fullt} – полное сечение реакций для тепловых нейтронов: $\sigma_{fullt} = \sigma_{ct} + \sigma_{ft}$;

- σ_{fullf} – полное сечение реакций для быстрых нейтронов: $\sigma_{fullf} = \sigma_{cf} + \sigma_{ff}$;

N_{tact} – количество вещества в тепловой активной зоне реактора;

N_{fact} – количество вещества в быстрой активной зоне реактора;

N_{act} – количество вещества в активной зоне реактора: $N_{act} = N_{tact} + N_{fact}$;

N_{out} – количество вещества вне активной зоны реактора;

N_{full} – полное количество вещества в реакторе: $N_{full} = N_{out} + N_{act}$.

Вообще говоря, уже на этом этапе видна основная причина, по которой данный тип реактора с циркулирующим топливом оказывается более эффективным, чем обычный реактор деления ядер. Дело в том, что величина $\lambda = 1/T$ обратно пропорциональна периоду полураспада каждого элемента. Она входит в уравнения, умноженной на отношение к объему активной зоны, всего объема в которой находится делящееся вещество. Поэтому в способе, эффективный период полураспада каждого элемента как бы уменьшается, поскольку часть времени актинид находится вне реактора, умножаясь на величину обратную этому отношению. $T_{eff} = T \cdot \frac{N_{act}}{N_{full}}$. При этом отношение N_{full} / N_{act} может быть

большим, поскольку его увеличение не влияет на конструкцию активной зоны реактора, а замедляющее-фокусирующая структура^[2] http://systemwork.ucoz.ru/ld/0/9_M2k.pdf в реакторе позволяет уменьшить и собственно размеры тепловой области активной зоны реактора.

И в результате наличие области выдерживания топливной смеси вне активной зоны реактора ведет к тому, что увеличивается их доля, испытавшая бета и альфа распады. Выдерживание смеси вне реактора, из-за бета-распадов в этом составе, увеличивает параметр деления (Z^2/A) изотопов состава. Поэтому в способе становятся возможной работа на таких воспроизводящих составах вещества, например на отвальном уране, или на отработанном топливе, которые обычно не используются. (Роль альфа распадов в смеси негативна, так как при этом идет потеря нейтронов, но поскольку периоды альфа распадов изотопов много больше периодов бета распадов, то их влияние не очень существенно.)

А тем самым состав топливной смеси «облагораживается» и его критичность становится положительной даже в том случае, если воспроизводящее вещество было введено в виде обедненного или отвального урана.

Роль стартового состава существенна для предстационарного процесса работы реактора. Для разных воспроизводящих составов он выбирается так, чтобы критичность состава не падала ниже единицы все время работы реактора. Так для воспроизводящего вещества, например, из тория, необходимо, чтобы, по меньшей мере, три четверти стартового состава составлял природный уран.

Поток нейтронов входит и в числитель и знаменатель симметрично и его рост влияет, на время достижения стационарного состава. Но меняется и также структура

состава с изменением потока нейтронов. С ростом потока растет как выгорание делящихся актинидов, так и количество ядер состава, поглотивших нейтроны.

Для фиксированной структуры активной зоны, или для заданных отношений: $N_{\text{fact}}/N_{\text{act}} = \text{const}$, $N_{\text{fact}}/N_{\text{act}} = \text{const}$ и $F_t/F_f = \text{const}$, запишем «внешний критерий подобия формируемых стационарных составов». Требуется чтобы: $F_f \cdot N_{\text{act}}/N_{\text{full}} = F_s = \text{const}$.

Стационарные составы, характеризующиеся равными величинами F_s , формируемые в подобных активных зонах из одинаковых воспроизводящих составов, - равны.

Рост потока нейтронов в реакторе эквивалентен росту отношения доли актинидов находящихся в активной зоне реактора к полному количеству актинидов в нем.

С другой стороны, при фиксированной величине потока составы, формируемые из одинаковых воспроизводящих составов, у которых равны параметры: $(F_t \cdot N_{\text{act}})/(F_f \cdot N_{\text{fact}}) = F_{\text{act}} = \text{const}$, также подобны и определяются долей тепловых нейтронов в активной зоне.

Основным, конструктивным элементом, отличающим предлагаемый реактор от других, является замедляюще-фокусирующая структура (ЗФС) – технический объект, который, перехватив поток нейтронов выходящих из реактора, термализовав его и возвратив в активную зону реактора, позволяет локализовать нейтроны в выделенном элементе его объема. И тем самым в небольшой активной зоне можно увеличить поток тепловых нейтронов. Наличие подобного устройства позволяет не рассматривать промежуточные нейтроны при анализе, поскольку процесс термализации, в этом случае идет вне активной зоны реактора. И при этом, выбором конструктивных особенностей ЗФС и реактора, возможно достижение различных значений F_{act} , в активной зоне.

Таким образом, анализ работы реактора и формируемые стационарные составы мы должны рассматривать во всем диапазоне изменения параметров F_s и F_{act} и для различных воспроизводящих составов. Сравнение и анализ конкретных стационарных составов начнем с формирования стационарной топливной смеси из природного урана, и в качестве стартового состава и в качестве воспроизводящего состава.

Прежде всего, рассмотрим стационарный состав для случая, когда поток в реакторе мал, быстрый и тепловой потоки равны, а внешняя зона реактора отсутствует: $F_f = 10^{13}$ (1/см²сек), $F_t = 10^{13}$ (1/см²сек), $F_{\text{act}} = 1$, $N_{\text{full}}/N_{\text{act}} = 1$. Первые 7 элементов стационарного состава представляют собой в этом случае следующий ряд.

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt =	"U"	"Pu"	"Pu"	"Pu"	"Am"	"U"	"Cm"	"Pu"
	238	242	240	239	243	236	244	241
	97.935	0.942	0.308	0.271	0.243	0.094	0.074	0.053

выход нейтронов из состава: $\eta_t = 1.016$, на тепловых и $\eta_f = 1.38$ быстрых нейтронах.

Процесс идет по обычной цепочке распадов включающей образование из Pu^{242} ядер Am^{243} с последующим образованием Cm^{244} после захвата ими нейтронов.

После этого, рассмотрим стационарный состав в реакторе с наличием внешней зоны и высоким потоком быстрых нейтронов. Примем при этом, что тепловые нейтроны в составе отсутствуют. Выберем для определенности: $F_f = 10^{15}$ (1/см²сек), $F_t = 0$. (1/см²сек), $F_{act} = 0$, $N_{full}/N_{act} = 10$.

Стационарный состав в этом случае включает, прежде всего:

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt = 0	"U"	"Pu"	"Pu"	"Am"	"U"	"U"	"Np"	"Pu"
1	238	239	240	241	236	235	237	241
2	93.528	5.163	0.735	0.174	0.147	0.099	0.073	0.026

выход нейтронов из состава: $\eta_t = 1.92$, на тепловых и $\eta_f = 1.68$ быстрых нейтронах.

Видно, что из-за низкого сечения поглощения быстрых нейтронов Pu^{241} , процесс в условиях отсутствия тепловых нейтронов, идет по каналу образования Am^{241} .

В случае же долговременного облучения состава только тепловыми нейтронами, в условиях когда: $F_f = 0$. (1/см²сек), $F_t = 10^{15}$ (1/см²сек), и когда $N_{full}/N_{act} = 10$, он будет:

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt = 0	"U"	"Cm"	"Pu"	"Cm"	"Pu"	"Pu"	"Am"	"Cm"
1	238	246	242	244	240	239	243	248
2	96.11	1.105	1.04	0.66	0.26	0.249	0.242	0.193

выход нейтронов из состава: $\eta_t = 1.02$ на тепловых и $\eta_f = 1.54$ на быстрых нейтронах.

В этом случае процесс ведет себя вообще экзотически и накапливается аномально большое количество Cm^{246} . Это обусловлено тем, что в этих условиях актиниды у которых сечения взаимодействия с тепловыми нейтронами велики, захватив нейтрон или выгорев, не накапливаются в составе. Видно, что состав резко меняется, доля Pu^{239} в нем падает, и состав остается «на грани» положительной критичности. Таким образом, в стационарном составе остаются актиниды, у которых сечения взаимодействия с соответствующим потоком нейтронов реактора малы и у которых велики периоды их полураспада.

Но в то же время, данный вариант чисто расчетный и искусственный, поскольку как только активная зона начинает облучаться тепловыми нейтронами, в ней появляется поток быстрых нейтронов: $F_f = F_t \cdot (\sigma_{ft} / \sigma_{fullt}) \cdot v$, где: v – средний выход нейтронов на акт деления. Более точно их соотношение определяется конструкцией и режимом работы реактора. Сейчас, для целей анализа составов, ограничимся требованием $F_f = F_t$.

Вначале, выберем для определенности. $F_f = 10^{15}$ (1/см²сек), $F_t = 10^{15}$ (1/см²сек), $N_{fact}/N_{act} = 0.5$, $N_{full}/N_{act} = 0.5$, или $F_{act} = 1.0$ и зафиксируем эти величины.

Будем изменять внешний объем «зоны охлаждения» реактора изменяя отношение от $N_{full}/N_{act} = 1$. до $N_{full}/N_{act} = 100$, или от $F_s = 10^{15}$ (1/см²сек), до $F_s = 10^{13}$ (1/см²сек).

Тогда при $N_{full}/N_{act} = 1$., первые 7 элементов состава представляют следующий ряд:

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt =	"U"	"Pu"	"Cm"	"Cm"	"Pu"	"Pu"	"Am"	"Cm"
1	238	242	244	246	239	240	243	248
2	96.894	0.942	0.691	0.49	0.264	0.258	0.221	0.09

выход нейтронов из состава: $\eta_t=1.05$ на тепловых и $\eta_f=1.48$ на быстрых нейтронах.

При $N_{full}/N_{act} = 10$., первые 7 элементов состава представляют следующий ряд:

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt =	"U"	"Pu"	"Cm"	"Cm"	"Pu"	"Pu"	"Am"	"Pu"
1	238	242	244	246	240	239	243	241
2	97.296	1.005	0.43	0.293	0.279	0.266	0.239	0.058

выход нейтронов из состава: $\eta_t=1.03$ на тепловых и $\eta_f=1.44$ на быстрых нейтронах.

При $N_{full}/N_{act} = 100$., первые 7 элементов состава представляют следующий ряд:

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt =	"U"	"Pu"	"Pu"	"Pu"	"Am"	"U"	"Cm"	"Pu"
1	238	242	240	239	243	236	244	241
2	97.935	0.942	0.308	0.271	0.243	0.094	0.074	0.053

выход нейтронов из состава: $\eta_t=1.016$ на тепловых и $\eta_f=1.38$ на быстрых нейтронах.

Видно, что данный ранее *критерий подобия составов* выполняется и этот состав эквивалентен составу с $F_f = 10^{13}$ (1/см²сек), $F_t = 10^{13}$ (1/см²сек), $F_{act} = 1$, $N_{full}/N_{act} = 1$, представленному выше.

Увеличим размеры быстрой активной зоны, или наоборот, уменьшим размеры тепловой активной зоны, что возможно локализуя поток тепловых нейтронов с помощью ЗФС и облучая рожденными быстрыми нейтронами остальную часть реактора. Этому способствует то, что из-за различия сечений взаимодействия, длина пробега тепловых нейтронов в веществе, меньше, чем у быстрых нейтронов и рожденные в локальной «тепловой» зоне быстрые нейтроны далее могут облучать «быструю» зону реактора.

Вначале, выберем для определенности: $F_f = 10^{15}$ (1/см²сек), $F_t = 10^{15}$ (1/см²сек), $N_{tact}/N_{act} = 0.1$, $N_{fact}/N_{act} = 0.9$, или $F_{act} = 0.1$ и зафиксируем эти величины.

Будем изменять внешний объем «зоны охлаждения» реактора изменяя отношение от $N_{full}/N_{act} = 1$. до $N_{full}/N_{act} = 1000$, или от $F_s = 10^{15}$ (1/см²сек), до $F_s = 10^{12}$ (1/см²сек).

При $N_{full}/N_{act} = 1$., первые 7 элементов состава представляют следующий ряд:

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt =	"U"	"Pu"	"Pu"	"Pu"	"Cm"	"Am"	"Pu"	"U"
1	238	242	239	240	244	243	241	236
2	98.063	0.659	0.354	0.319	0.234	0.164	0.067	0.058

выход нейтронов из состава: $\eta_t = 1.16$ на тепловых и $\eta_f = 1.37$ на быстрых нейтронах.

При $N_{full}/N_{act} = 10.$, первые 7 элементов состава представляют следующий ряд:

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt = 0	"U"	"Pu"	"Pu"	"Pu"	"Am"	"Cm"	"U"	"Pu"
1	238	242	239	240	243	244	236	241
2	98.204	0.652	0.356	0.345	0.173	0.088	0.071	0.066

выход нейтронов из состава: $\eta_t = 1.15$ на тепловых и $\eta_f = 1.36$ на быстрых нейтронах.

Наличие «зоны охлаждения» увеличивает роль β распадов в образовании состава.

И в результате образуется стационарный состав с меньшим содержанием Pu^{242} в нем. Состав более чист по Pu^{239} , хотя и критичность состава медленно, но падает.

При $N_{full}/N_{act} = 100.$, первые 7 элементов состава представляют следующий ряд:

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt = 0	"U"	"Pu"	"Pu"	"Pu"	"U"	"Am"	"Am"	"Pu"
1	238	242	239	240	236	243	241	241
2	98.422	0.369	0.36	0.35	0.198	0.149	0.059	0.035

выход нейтронов из состава: $\eta_t = 1.11$ на тепловых и $\eta_f = 1.32$ на быстрых нейтронах.

При $N_{full}/N_{act} = 1000.$, первые 7 элементов состава представляют следующий ряд:

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt = 0	"U"	"U"	"Pu"	"Pu"	"Np"	"Pu"	"Am"	"Am"
1	238	236	239	240	237	242	241	243
2	97.664	1.261	0.358	0.295	0.204	0.072	0.058	0.054

выход нейтронов из состава: $\eta_t = 1.04$, $\eta_f = 1.28$ на тепловых и быстрых нейтронах.

Видно, что в этом случае в составе образовалось достаточно большое количество U^{236} из U^{235} не выгоревшего по каналу его деления, а в плутонии, среди актинидов с высоким сечением поглощения нейтронов, роль Pu^{242} занял Pu^{240} .

Таким образом, формирование активной зоны реактора с локализованной тепловой зоной и облучаемой рожденными быстрыми нейтронами быстрой зоной, полезно для работы реактора. В структуре формируемых стационарных составов, заметно и изменение их с ростом доли области охлаждения, с явным проявлением поглощения нейтронов и альфа распадов в нем, что проявляется, например, в увеличении количества U^{236} в составе.

Рассмотрим и фактор изменения потока в реакторе. Выберем для определенности $N_{fact}/N_{act} = 0.1$, $N_{full}/N_{act} = 0.9$, или $F_{act} = 0.1$, $N_{full}/N_{act} = 10.$ и зафиксируем эти величины.

Будем изменять потоки нейтронов от $F_f = 10^{13}$ (1/см²сек), $F_t = 10^{13}$ (1/см²сек), до величины $F_f = 10^{17}$ (1/см²сек), $F_t = 10^{17}$ (1/см²сек),

При $F_f = F_t = 10^{13}$ (1/см²сек), первые 7 элементов состава представляют ряд:

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt =	"U"	"U"	"Pu"	"Pu"	"Np"	"Pu"	"Am"	"Am"
1	238	236	239	240	237	242	241	243
2	97.665	1.26	0.358	0.295	0.204	0.072	0.058	0.054

выход нейтронов из состава: $\eta_t = 1.04$ на тепловых и $\eta_f = 1.28$ на быстрых нейтронах.

При $F_f = F_t = 10^{15}$ (1/см²сек), первые 7 элементов состава представляют ряд:

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt =	"U"	"Pu"	"Pu"	"Pu"	"Am"	"Cm"	"U"	"Pu"
1	238	242	239	240	243	244	236	241
2	98.163	0.669	0.36	0.351	0.179	0.092	0.071	0.067

выход нейтронов из состава: $\eta_t = 1.15$ на тепловых и $\eta_f = 1.36$ на быстрых нейтронах.

При $F_f = F_t = 10^{17}$ (1/см²сек), первые 7 элементов состава представляют ряд:

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt =	"U"	"Pu"	"Pu"	"Pu"	"Cm"	"Am"	"Np"	"Pu"
1	238	242	239	240	244	243	239	241
2	97.935	0.669	0.348	0.321	0.249	0.164	0.106	0.068

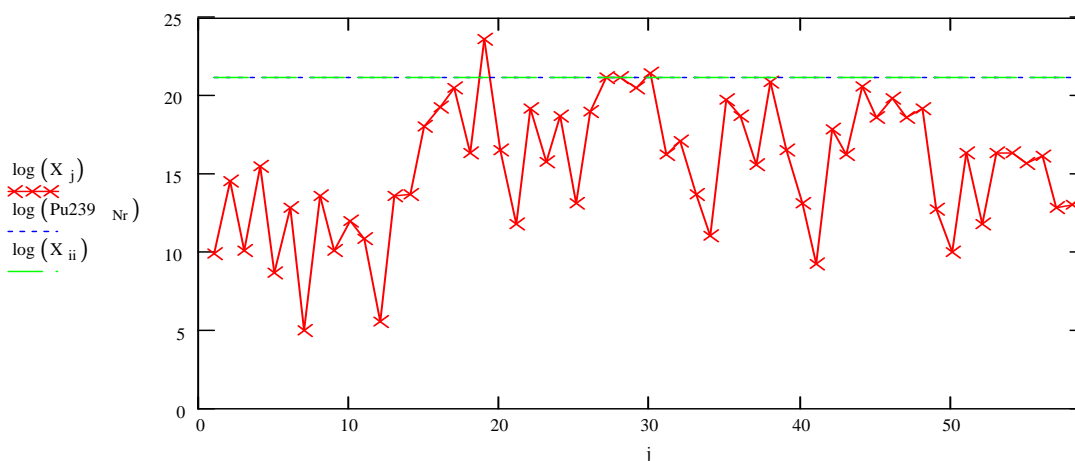
выход нейтронов из состава: $\eta_t = 1.16$ на тепловых и $\eta_f = 1.38$ на быстрых нейтронах.

Рост потоков увеличивает роль каналов идущих через поглощение нейтронов, например, в составе растет концентрация Pu²⁴² и его влияние на процесс.

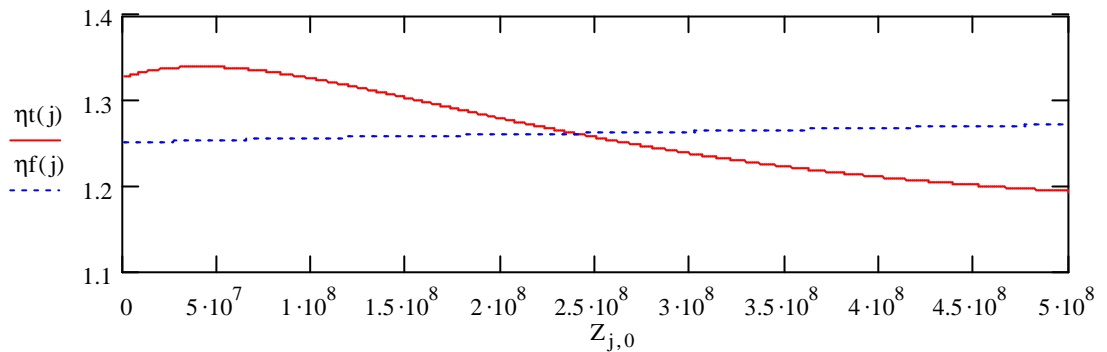
Видно, как по-разному на структуру стационарного состава топливной смеси влияют структура различных зон реактора и величина потока нейтронов в нем.

В целом же, для воспроизводящего вещества из природного урана, можно сказать, что в этом случае работа реактора в долговременном режиме с выходом на стационарный режим работы возможна, но это требует наличия в конструкции как тепловой, так и быстрой зон и обмена их составов.

Приведем без комментариев и раскрытия конкретных актинидов состава, типичную структуру спектра стационарного состава для всех рассматриваемых 58 изотопов смеси, на примере варианта его расчета с $F_f = F_t = 10^{15}$ (1/см²сек).



Покажем и динамику изменения критичности при работе реактора на природном уране, рассчитанную методом Рунге-Кутты для выборки из 12 актинидов.



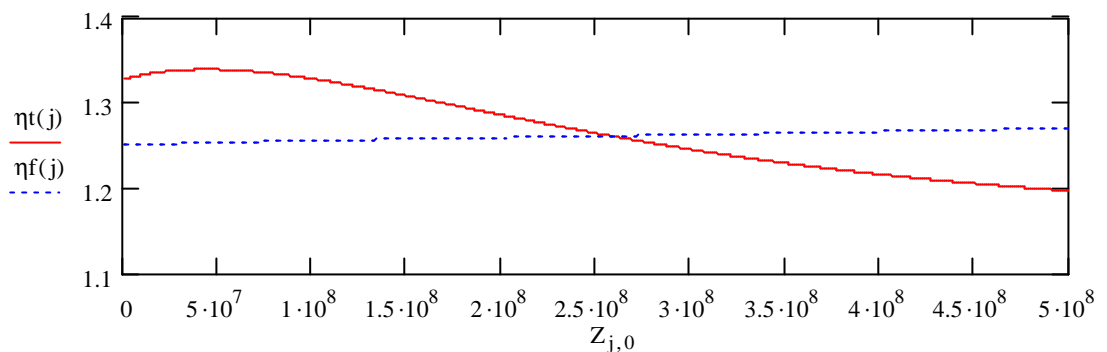
Сейчас мы рассмотрим работу реактора на других воспроизводящих веществах.

Выберем воспроизводящий состав из обедненного до 0.2% по U^{235} , урана, при стартовом составе из природного урана и для примера режим при котором: $N_{\text{fact}}/N_{\text{act}} = 0.1$, $N_{\text{fact}}/N_{\text{act}} = 0.9$, $N_{\text{full}}/N_{\text{act}} = 10.$, или $F_{\text{act}} = 0.1$, и $F_f = F_t = 10^{15}$ (1/см²сек), в результате получим:

Pt =	0	1	2	3	4	5	6	7
0	"U"	"Pu"	"Pu"	"Pu"	"Am"	"Cm"	"Pu"	"U"
1	238	242	239	240	243	244	241	236
2	98.259	0.648	0.356	0.346	0.173	0.082	0.065	0.031

выход нейтронов из состава: $\eta_t = 1.15$ на тепловых и $\eta_f = 1.36$ на быстрых нейтронах.

Динамика изменения критичности в ходе процесса:



Видно, что при этом получаются фактически такой же состав, что и при работе с природным ураном. Но это и ясно, поскольку исходные делящиеся актиниды быстро выгорают и в составе остаются только те актиниды, которые постоянно формируются из U^{238} и постоянно выгорают. Снизилась доля U^{236} рождающегося из U^{235} присутствующего в воспроизводящем веществе не выгоревшего по основному каналу его деления. Он - U^{236} достаточно хорошо поглощает нейтроны и тем самым снижает критичность состава.

Поэтому мы не будем далее рассматривать формирование стационарного состава из отвалного урана, поскольку его закономерности близки к закономерностям состава из природного урана и ограничимся описанными выше закономерностями.

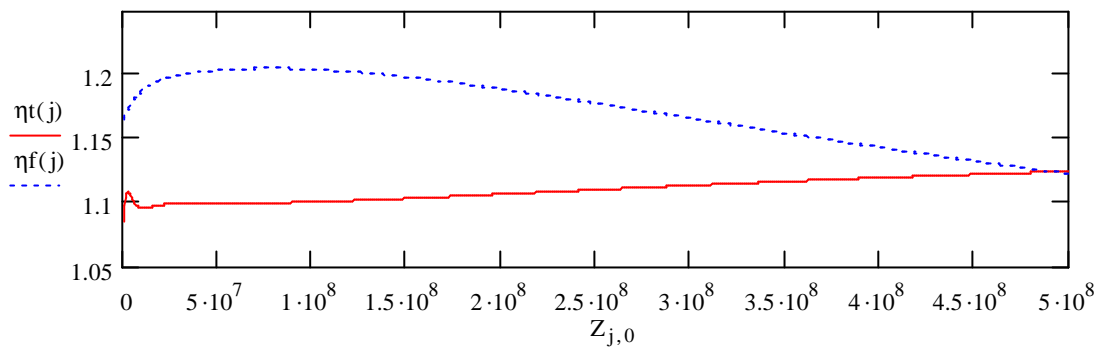
Перейдем к процессам формирования стационарного состава на базе тория.

Выберем исходный стартовый состав из 20% тория и 80% природного урана, а воспроизводящий состав из тория и режим работы, когда: $N_{\text{tact}}/N_{\text{act}} = 0.5$, $N_{\text{fact}}/N_{\text{act}} = 0.5$, $N_{\text{full}}/N_{\text{act}} = 1.$, или $F_{\text{act}} = 1.$, и $F_f = F_t = 10^{15}$ (1/см²сек).

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt =	"Th"	"U"	"U"	"Pa"	"U"	"U"	"U"	"Np"
1	232	236	233	233	234	238	235	237
2	93.175	2.576	1.18	1.093	0.962	0.698	0.128	0.062

выход нейтронов из сформированного стационарного состава: $\eta_t = 1.07$ на тепловых и $\eta_f = 1.023$ на быстрых нейтронах.

Динамика критичности в процессе, на основе модели для 12 актинидов:



Для начала, сохранив основные параметры моделирования процесса, увеличим влияние области охлаждения. Пусть: $N_{\text{full}}/N_{\text{act}} = 10$. Тогда для исходного стартового состава из 20% тория и 80% природного урана, а воспроизводящего состава из тория и режима когда: $N_{\text{tact}}/N_{\text{act}} = 0.5$, $N_{\text{fact}}/N_{\text{act}} = 0.5$, или $F_{\text{act}} = 1.$ и $F_f = F_t = 10^{15}$ (1/см²сек).

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt =	"Th"	"U"	"U"	"U"	"Pa"	"U"	"U"	"Np"
1	232	236	233	234	233	235	238	237
2	95.778	1.753	1.45	0.622	0.114	0.084	0.06	0.053

выход нейтронов из сформированного стационарного состава: $\eta_t = 1.19$ на тепловых и $\eta_f = 1.026$ быстрых нейтронах.

А для режима когда: $N_{\text{tact}}/N_{\text{act}} = 0.5$, $N_{\text{fact}}/N_{\text{act}} = 0.5$, или $F_{\text{act}} = 1$, $N_{\text{full}}/N_{\text{act}} = 100$, и $F_f = F_t = 10^{15}$ (1/см²сек).

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt =	"Th"	"U"	"U"	"U"	"U"	"Np"	"Pu"	"Pu"
1	232	236	233	234	235	237	242	238
2	96.06	1.652	1.489	0.59	0.079	0.052	0.023	0.012

критичность состава: $\eta_t = 1.208$ на тепловых и $\eta_f = 1.025$ быстрых нейтронах.

И для режима когда: $N_{\text{tact}}/N_{\text{act}} = 0.5$, $N_{\text{fact}}/N_{\text{act}} = 0.5$, или $F_{\text{act}} = 1$, $N_{\text{full}}/N_{\text{act}} = 1000$, и $F_f = F_t = 10^{15}$ (1/см²сек).

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt =	"Th"	"U"	"U"	"U"	"U"	"Np"	"Th"	"Pu"
1	232	236	233	234	235	237	230	238
2	96.058	1.662	1.498	0.609	0.078	0.052	0.012	0.007

критичность состава: $\eta_t = 1.21$ на тепловых и $\eta_f = 1.022$ быстрых нейтронах.

Видно, что для стационарного состава формируемого из тория, роль удержания топлива вне активной зоны реактора, более существенна и критичность состава быстро растет с ростом отношения $N_{\text{full}}/N_{\text{act}}$. Причем явно прослеживается рост U^{233} в составе при снижении доли U^{236} в нем. Хотя и основной рост η_t приходится на $N_{\text{full}}/N_{\text{act}}$ от 1 до 10.

Рассмотрим и влияние структуры активной зоны на стационарный состав.

Для начала, сохранив основные параметры моделирования процесса, увеличим влияние зоны быстрых нейтронов. Пусть: $N_{\text{full}}/N_{\text{act}} = 10$. Тогда для исходного стартового состава из 20% тория и 80% природного урана, а воспроизводящего состава из тория и режима когда: $N_{\text{tact}}/N_{\text{act}} = 0.1$, $N_{\text{fact}}/N_{\text{act}} = 0.9$, или $F_{\text{act}} = 0.1$ и $F_f = F_t = 10^{15}$ (1/см²сек), мы получим следующий состав:

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt =	"Th"	"U"	"U"	"U"	"U"	"Np"	"Pa"	"Pu"
1	232	233	236	234	235	237	233	242
2	96.691	1.414	1.07	0.623	0.084	0.041	0.028	0.011

выход нейтронов из сформированного стационарного состава: $\eta_t = 1.18$ на тепловых и $\eta_f = 1.02$ на быстрых нейтронах.

Затем, сохранив основные параметры моделирования процесса, увеличим влияние зоны тепловых нейтронов. Пусть: $N_{\text{full}}/N_{\text{act}} = 10$. Тогда для исходного стартового состава из 20% тория и 80% природного урана, а воспроизводящего состава из тория и режима когда: $N_{\text{tact}}/N_{\text{act}} = 0.9$, $N_{\text{fact}}/N_{\text{act}} = 0.1$, или $F_{\text{act}} = 0.1$ и $F_f = F_t = 10^{15}$ (1/см²сек), получим:

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt =	"Th"	"U"	"U"	"U"	"Pa"	"U"	"U"	"Np"
1	232	236	233	234	233	238	235	237
2	95.416	1.92	1.441	0.64	0.196	0.123	0.088	0.057

выход нейтронов из сформированного стационарного состава: $\eta_t = 1.19$ на тепловых и $\eta_f = 1.03$ на быстрых нейтронах.

То есть, в случае ториевого воспроизводящего состава изменение активной зоны от фактически теплового реактора к фактически быстрому реактору, достаточно сильно меняя структуру формируемого состава, слабо влияет на величину его критичности. Для ториевого цикла более существенным оказывается рост области удержания топлива вне активной зоны реактора.

Далее рассмотрим работу реактора и формирование стационарного состава из актинидов отработанного топлива.

Выберем исходный стартовый состав из природного урана, а воспроизводящий состав из отработанного топлива и примем режим работы, при котором: $N_{\text{tact}}/N_{\text{act}} = 0.5$, $N_{\text{fact}}/N_{\text{act}} = 0.5$, $N_{\text{full}}/N_{\text{act}} = 1.$, или $F_{\text{act}} = 1.$, $N_{\text{full}}/N_{\text{act}} = 10.$ и $F_f = F_t = 10^{15}$ (1/см²сек).

Pt =	0	1	2	3	4	5	6	7
0	"U"	"Pu"	"Cm"	"U"	"Cm"	"Pu"	"Pu"	"Am"
1	238	242	244	236	246	240	239	243
2	96.96	1.034	0.442	0.311	0.306	0.284	0.268	0.246

выход нейтронов: $\eta_t = 1.034$ на тепловых и $\eta_f = 1.44$ на быстрых нейтронах.

Сравнивая сформированный стационарный состав со стационарным составом, полученным из природного урана, можно заметить, что данные составы близки и лишь U^{236} вклинивается в структуру ряда. Но это естественно, поскольку его достаточно много во вводимом воспроизводящем составе из отработавшего топлива, который включает в себя также:

U^{238}	U^{235}	Pu^{239}	U^{236}	Pu^{240}	Pu^{241}	Np^{237}	Pu^{242}	Pu^{238}	Am^{243}
0.977	0.0083	0.0055	0.0047	0.0022	0.0011	0.00047	0.00035	0.00017	0.00009

Рассмотрим стационарный состав при других объемах зоны охлаждения.

При $N_{\text{full}}/N_{\text{act}} = 1$, в условиях отсутствия зоны охлаждения реактора, первые 7 элементов состава представляют следующий ряд:

Pt =	0	1	2	3	4	5	6	7
0	"U"	"Pu"	"Cm"	"Cm"	"U"	"Pu"	"Pu"	"Am"
1	238	242	244	246	236	239	240	243
2	96.456	0.96	0.751	0.548	0.306	0.265	0.259	0.225

выход нейтронов из состава: $\eta_t = 1.08$ на тепловых и $\eta_f = 1.48$ на быстрых нейтронах.

При $N_{\text{full}}/N_{\text{act}} = 100$, первые 7 элементов состава представляют следующий ряд:

Pt =	0	1	2	3	4	5	6	7
0	"U"	"Pu"	"U"	"Pu"	"Pu"	"Am"	"Cm"	"Pu"
1	238	242	236	240	239	243	244	241
2	97.616	0.969	0.349	0.314	0.273	0.251	0.076	0.055

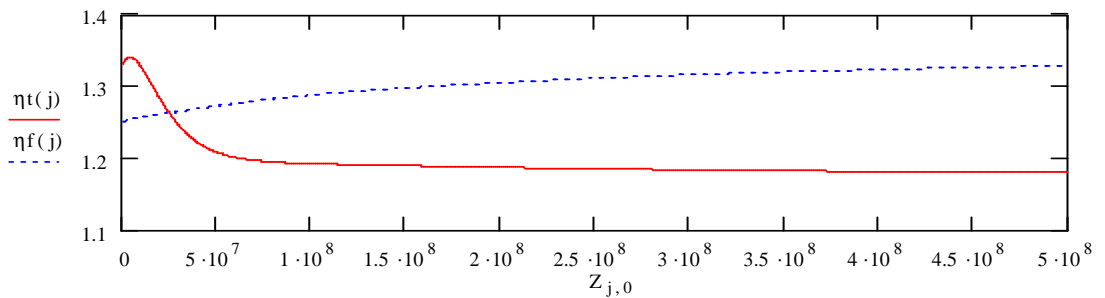
критичность состава: $\eta_t = 1.015$ на тепловых и $\eta_f = 1.375$ на быстрых нейтронах.

Рассмотрим структуру состава и при различных соотношениях между тепловой и активной зонами. В условиях когда: $N_{\text{tact}}/N_{\text{act}} = 0.1$, $N_{\text{fact}}/N_{\text{act}} = 0.9$, или $F_{\text{act}} = 0.1$ и $F_f = F_t = 10^{15}$ ($1/\text{см}^2\text{сек}$), $N_{\text{full}}/N_{\text{act}} = 1$ мы получим следующий состав:

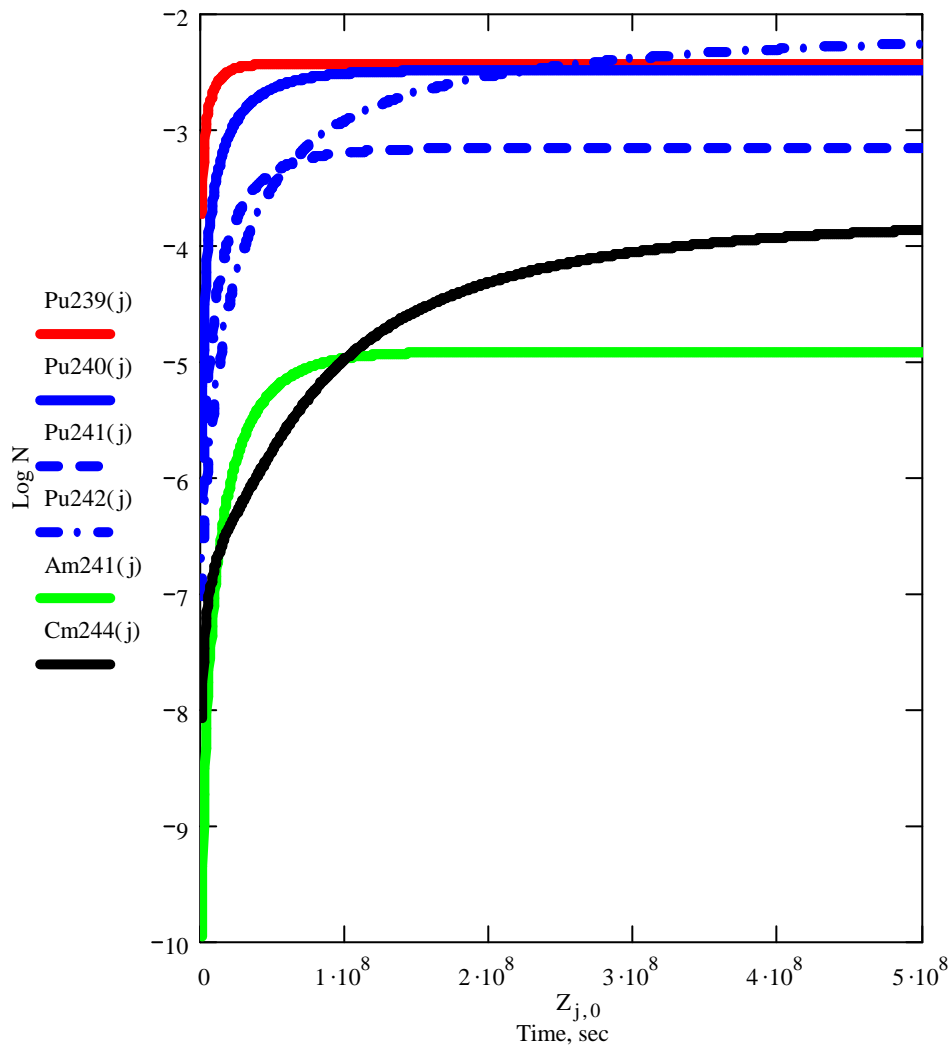
	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt =	"U"	"Pu"	"Pu"	"Pu"	"U"	"Cm"	"Am"	"Pu"
1	238	242	239	240	236	244	243	241
2	97.739	0.68	0.357	0.326	0.318	0.242	0.17	0.069

выход из состава: $\eta_t = 1.16$ тепловых и $\eta_f = 1.375$ быстрых нейтронов.

Приведем для этого случая динамику изменения критичности состава:



А также представим динамику изменения некоторых основных актинидов состава:



Из динамики кривых видно, что процесс изменения состава из стартового при формировании из него стационарного состава имеет сложный, нелинейный характер. Но при этом, начиная с некоторого момента, процесс становится достаточно спокойным, а состав стабилизируется.

Продолжим анализ различия стационарных составов при различных режимах их формирования. Посмотрим на роль потока нейтронов в реакторе:

В условиях режима когда: $N_{\text{tact}}/N_{\text{act}}=0.1$, $N_{\text{fact}}/N_{\text{act}}=0.9$, или $F_{\text{act}}=0.1$ и $F_f = F_t = 10^{13}$ ($1/\text{см}^2\text{сек}$), $N_{\text{full}}/N_{\text{act}}=1$ мы получим следующий состав:

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt = 0	"U"	"U"	"Pu"	"Pu"	"Pu"	"Am"	"Am"	"Pu"
1	238	236	242	239	240	243	241	241
2	98.115	0.462	0.381	0.362	0.356	0.153	0.06	0.036

критичность состава: $\eta_t = 1.11$ на тепловых и $\eta_f = 1.32$ на быстрых нейтронах.

При росте потока, в условиях режима когда: $N_{\text{tact}}/N_{\text{act}}=0.9$, $N_{\text{fact}}/N_{\text{act}}=0.1$, или $F_{\text{act}}=0.1$ и $F_f = F_t = 10^{15}$ ($1/\text{см}^2\text{сек}$), $N_{\text{full}}/N_{\text{act}}=1$, мы получим следующий состав:

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt = 0	"U"	"Pu"	"Pu"	"Pu"	"U"	"Cm"	"Am"	"Pu"
1	238	242	239	240	236	244	243	241
2	97.745	0.678	0.356	0.325	0.318	0.241	0.169	0.069

критичность состава: $\eta_t = 1.16$ на тепловых и $\eta_f = 1.38$ на быстрых нейтронах.

А в условиях режима когда: $N_{\text{tact}}/N_{\text{act}}=0.1$, $N_{\text{fact}}/N_{\text{act}}=0.9$, или $F_{\text{act}}=0.1$ и $F_f = F_t = 10^{17}$ ($1/\text{см}^2\text{сек}$), $N_{\text{full}}/N_{\text{act}}=1$ состав будет следующим:

	0	1	2	3	4	5	6	7
Pt = 0	"U"	"Np"	"Pu"	"Pu"	"U"	"Pu"	"Am"	"Cm"
1	238	239	242	240	236	239	243	244
2	96.586	0.931	0.87	0.411	0.312	0.308	0.201	0.135

критичность состава: $\eta_t = 1.856$ на тепловых и $\eta_f = 1.6$ на быстрых нейтронах.

Видно что, с точки зрения роста критичности топливного состава, как и при работе на природном уране, при работе на воспроизводящем составе из отработавшего топлива предпочтительна работа с минимальным объемом зоны охлаждения и высокой долей зоны с быстрыми нейтронами. Но, с точки зрения безопасности работы реактора, критичность состава - η_t желательно поддерживать на минимуме. Чтобы бесполезно не выжигать нейтроны на поглотителях системы защиты реактора и при этом неконтролируемый ход процесса был исключен самим составом топливной смеси. В рассматриваемом реакторе оптимизацией параметров работы это достигается и возможен стабилизируемый составом принципиально безопасный режим работы.

Таким образом в реакторе с циркулирующим топливом при наличии тепловой, быстрой активных зон и зоны охлаждения топливного состава, при работе на широком спектре воспроизводящих веществ, возможно формирование стационарных составов с положительной их критичностью. Глубина выгорания исходного топлива при этом является максимально полной, и нет необходимости обогащения топлива. Это резко упрощает проблему сужения топливной базы ядерной энергетики и снижает стоимость ядерного топлива. При этом для работы реактора нет необходимости химического выделения промежуточных актинидов, таких как U^{233} и Pu^{239} . Тем самым показано, что возможна работа реактора с полностью замкнутым внутренним топливным циклом. Безопасность ядерного реактора обеспечивается и поддержанием критичности состава на минимальном уровне. Режим нераспространения обеспечивается малым обогащением ядерных материалов в процессе и отсутствием их внешней переработки.

Все это дает основания начать более глубокие работы в данном направлении.

Таким образом, зафиксировав возможность создания ядерной энергетики с замкнутым внутренним топливным циклом, мы должны подойти к рассмотрению технических аспектов возможности ее реализации.

Начнем рассмотрение этой задачи с вопроса о создании структуры (замедляюще-фокусирующей структуры (ЗФС)) для канализованного управления поведением тепловых нейтронов. Прежде всего, обратим внимание на тот факт, что у нейтронов существует два основных канала взаимодействия с веществом.

1. Во-первых, это их взаимодействие и, прежде всего, рассеяние и потеря энергии на ядрах вещества. Эффект является основой замедления быстрых нейтронов рожденных в активной зоне реактора и формирования поля тепловых нейтронов в области их замедлителя.
2. Во-вторых, существует канал их взаимодействия с полем электронов в веществе, который проявляется, прежде всего, в эффектах отражения нейтронов от поверхности. В зависимости от знака и величины работы выхода нейтрона при переходе поверхности раздела двух разных сред, нейтрон либо отражается от нее, либо уходит вглубь вещества.

При создании структуры важно использовать оба эффекта их взаимодействия. На первой стадии быстрые нейтроны замедляются на ее веществе, не замечая ее сложной структуры и в результате термализируются формируя поле тепловых нейтронов.

Замедлитель выполнен резко анизотропным с протяженными плоскими каналами, проходящими сквозь объем замедлителя. Поэтому на второй стадии, тепловые нейтроны начинают отражаться от поверхности каналов и двигаться вдоль их. Углы отражения на обычных замедлителях достигают величин до десяти угловых минут.

При этом важно придать каналам селективирующие свойства, то есть сформировать их структуру так, чтобы каждое последующее отражение нейтрона от поверхности канала, было более вероятно, чем предыдущее отражение. Для этого, например, необходимо чтобы, каждый последующий угол под которым нейтрон падает на поверхность, был более пологим - был меньше чем предыдущий угол. Это возможно либо тогда, когда каналы расширяются в направлении вывода нейтронов, либо тогда, когда каналы обладают кривизной, причем радиус кривизны растет в направлении вывода нейтронов. Для придания структуре селективирующих свойств возможно использование отражающих покрытий на поверхности ее каналов, с работой выхода меняющейся вдоль длины канала. Такие покрытия каналов, путем создания на них «суперзеркал» - слоистых структур из веществ с положительной и отрицательной работой выхода, позволяет эффективно отражать нейтроны под углами до единиц угловых градусов. Суперзеркала могут выполняться из магнитных материалов и тогда процессом вывода нейтронов из структур можно управлять в ходе работы реактора.

Основным фактором выбора вещества замедляющее – фокусирующей структуры, является требование максимума, отношения сечения рассеяния тепловых нейтронов σ_s к сечению их поглощения – σ_{abs} . $N_s = (\sigma_s / \sigma_{abs}) \rightarrow \max$. Для широкого класса дейтерированных пластмасс и соединений на основе полиэтилена, полипропилена, полстирола, а также для полиамидных смол и для фтор- содержащих соединений, эта величина может изменяться в диапазоне от 10^3 до 10^5 . Для ^{208}Pb - $N_s = 2,4 \cdot 10^4$. А для $^{15}\text{N}_2^{16}\text{O}_4$ она равна $N_s = 5,4 \cdot 10^5$. Эта величина определяет то, максимальное количество рассеяний на ядрах вещества, которое нейтрон может совершить до его поглощения этим веществом.

В слоистых плоских структурах, в процессе селекции нейтроны при этом могут проходить через поверхность границ раздела сред отразиться от них и попасть в угловую область захвата нейтронов структурой. При этом угловая эффективность захвата нейтрона в канал для его селекции определяется величиной: $K_\omega \approx \varphi_s / \pi$, где φ_s - это угол полного внутреннего отражения для вещества структуры, $\varphi_s \approx 8' \div 10'$ для широкого класса веществ. Для суперзеркальных покрытий эта величина достигает единиц градусов, а поэтому в целом: $K_\omega \approx 10^{-2} \div 10^{-3}$.

Именно тот факт, что произведение этих двух сомножителей может быть больше единицы - $N_s \cdot K_\omega > 1$ и является основанием для поиска возможных вариантов конструкции ЗФС. Следующим требованием, является необходимость максимального увеличения слоистости структуры – расстояние между каналами должно быть сравнимо, или меньше длины пробега нейтронов в веществе. $K_v = l_s / h \cdot \varphi_s / \pi$, где l_s – длина пробега нейтронов в веществе и h – расстояние между каналами. При этом возможно когда: $N_s \cdot K_\omega \cdot K_v \gg 1$.

В целом получается достаточно сложное устройство, но уже на существующем уровне технологии, реализуема его конструкция, позволяющая с эффективностью близкой к 60 - 90% выводить в выделенном направлении, из глубины замедлителя поток тепловых нейтронов с малым разбросом потока, до $\varphi_s \approx 8' \div 10'$, по углам. А появление фуллеренов, покрытий из аморфных алмазов, новых вариантов суперзеркал, изучение новых аспектов отражения нейтронов от изогнутых кристаллов и другие новые знания позволяют начать переход к новым технологическим вариантам реализации ЗФС.

Следующим эффектом является геометрическая фокусировка сформированных слабо расходящихся потоков из каналов в выделенных областях реактора. Это позволяет создать в активной зоне отдельные участки, где плотность нейтронов в потоке тепловых нейтронов максимальна. В пределе и поток нейтронов, и плотность нейтронов в их потоке могут быть в этой выделенной области в десятки и сотни раз больше чем в том потоке из реактора, который является источником исходных, быстрых нейтронов. А это резко расширяет возможности при разработке конструкций реактора и управлении его работой.

Описание возможных конструкций реактора начнем с варианта наиболее близкого к варианту, описанному в нашем патенте. Ядерный реактор, предлагаемый для реализации способа, может быть представлен следующим образом.

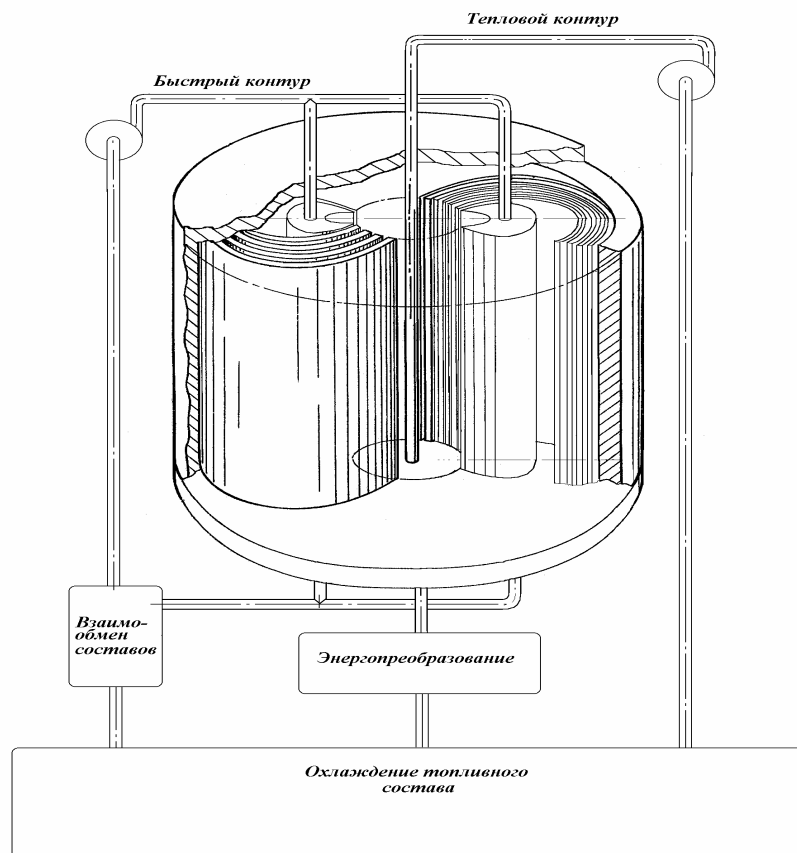


Рис . Рисунок реактора для реализации способа

Топливная композиция (См. рис.), помещенная в рабочие контуры циркулирует через зону деления реактора. Рожденные в реакторе быстрые нейтроны, пройдя через вещество топливной композиции и частично провзаимодействовав с ним, входят в устройство формирования направленного потока нейтронов, двигаются в нем и отдают ему свою энергию, отводимую от структуры потоком теплоносителя. Потерявшие свою энергию тепловые нейтроны диффундируют в веществе замедлителя и, отражаясь от поверхностей его анизотропной структуры, формируются в направленный к фокусной области поток нейтронов, поэтому в нем существенно повышается плотность потока нейтронов.

Эти потоки сходятся на веществе теплового контура и, реагируя с ним, рожают поток быстрых нейтронов. За счет расположения контуров в зоне прямой видимости и отражения нейтронов от внутренней стенки ЗФС, потоки пересекаются на веществе топливной композиции быстрого контура. Нейтроны, которые не взаимодействовали с веществом топливной композицией, замедляют и возвращают устройством формирования направленного потока нейтронов (ЗФС). Это позволяет вновь сформировать совместный поток тепловых нейтронов, направленный в тепловой контур. Цикл жизни нейтронов повторяется. В реакторе разделяют потоки быстрых и тепловых нейтронов. Нейтроны, идущие в тепловую зону, не содержат нейтронов промежуточных энергий, они чисто тепловые, спектр потоков быстрых нейтронов из-за отсутствия в зоне деления замедляющего вещества максимально жесткий. Данный вариант выполнения реактора представляет интерес, если делящееся вещество находится в жидкой фазе, например для реактора на расплавах солей.

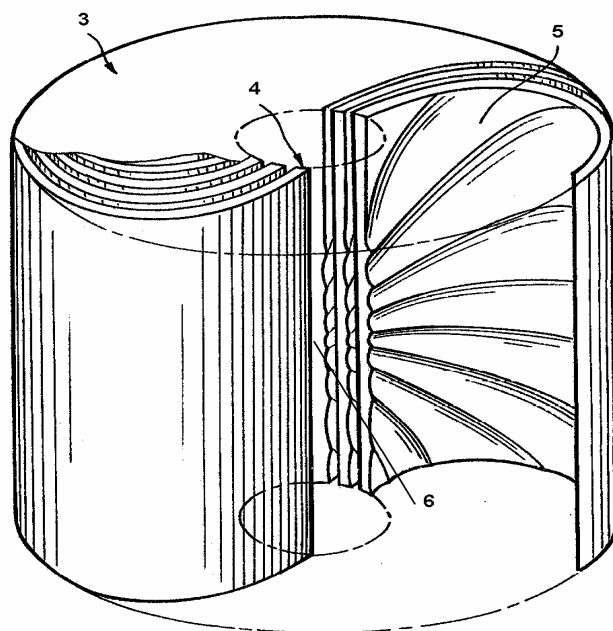


Рис. Вариант выполнения кольцевой ЗФС.

Возможны и другие конструкции реактора. Например, в случае, если замедляющее фокусирующую структуру мы возьмем кольцевой формы (см. рис.), то мы можем сводить нейтроны на периферию цилиндрической, активной зоны реактора по касательной, создав таким образом в пристеночной области тепловую, кольцевую, активную зону.

Быстрые нейтроны, рожденные в этой области, будут облучать центральную часть активной зоны и преимущественно поглощаться на U^{238} , поскольку он составляет более 95% состава топливной смеси, являясь основой процесса воспроизведения делящихся актинидов. Взаимообмен составов между тепловой и активной зонами идет в этом случае постоянно, за счет конвенции между зонами. Данный вариант интересен для работы на топливной смеси в газовой фазе. Процесс управления идет за счет управления потоком тепловых нейтронов в ЗФС.

Реактор на тепловых нейтронах^[6] с топливом в газовой фазе разрабатывался в ИАЭ им. И.В.Курчатова в пятидесятые годы. Была показана его работоспособность и найдено, что он обладает высоким отрицательным температурным коэффициентом реактивности, и при росте энерговыделения в реакторе, плотность вещества в активной зоне падает, и процесс стабилизируется. Этот эффект присутствует и в предлагаемом реакторе.

Важно, что из-за малой расходимости потока тепловых нейтронов возвращаемых кольцевой замедляющей фокусирующей структурой размеры активной зоны могут быть уменьшены до единиц миллиметров. И поэтому, мы, можем с ее использованием сделать линейный одно ТВЛ-ный реактор, или газовый реактор с лазерным выводом мощности.

Сформулируем принципы безопасности положенные в основу реактора

1. Неконтролируемая цепная реакция должна быть принципиально невозможна.
2. Единовременное количество делящихся материалов в активной зоне должно быть так мало, чтобы даже при нарушении первого принципа инцидент не привел ни к каким нарушениям работы аппарата.
3. Топливный состав не выводится за пределы защитной оболочки реактора до его полного выгорания, а коэффициент размножения топливного состава в процессе работы стабилизируют на минимальном уровне, исключая неуправляемый рост мощности в реакторе.
4. Скорость управления нейтронным потоком в активной зоне, должна быть выше максимально возможной скорости изменения мощности реактора.

Прежде всего, в реакторе зона деления и зона формирования нейтронного потока разделены пространственно. Реактор является предельно гетерогенным.

Нейтроны деления сразу покидают зону деления, не участвуя во вторичных реакциях деления. Этим исключается возможность самопроизвольной цепной реакции.

Торможение быстрых нейтронов происходит в глубине ЗФС и поток нейтронов, которые вернулись в зону деления, является тепловым. В спектре нейтронов активной зоны промежуточные нейтроны отсутствуют.

Размеры активной зоны реактора, могут, быть в пределе, снижены до единиц миллиметров, а значит поток нейтронов и плотность нейтронов в этом потоке, в фокусной области реактора, можно увеличить до величин порядка 10^{16} - 10^{20} нейтр/см.кв*сек. .

В энергетических реакторах, делящееся вещество находится в твердом виде с плотностью до 10^{22} ядер вещества/см.куб, с объемом вещества в реакторе – до 100 тонн урана. Поток нейтронов в реакторе мал – до 10^{12} - 10^{14} нейтр/см.кв*сек и управление реактором, идет поглощением нейтронов. Концепция безопасности реакторов основана создании трех и более барьеров на пути выброса вещества разрушенного аварией.

Но любые барьеры не удержат выброса, если аварийный всплеск потока нейтронов становится выше некоторого предела характерного для каждого реактора, что и показала авария на ЧАЭС.

Целесообразно плотность нейтронов активной зоне реактора делать максимально большой. При этом появляется возможность уменьшить плотность (давление) делящегося вещества (в газовом или паровом виде) в области активной зоны до долей атмосферы и время его пребывания в нем до сотых долей секунды при сохранении мощности реактора. Процесс становится максимально управляемым регулированием подачи вещества в зону деления и взрыв всей массы делящегося вещества реактора просто невозможен.

Таким образом, реактор безопасен, если поток нейтронов в нем максимален, а плотность делящегося вещества и критичность состава минимальны, но достаточны для взаимодействия и деления за время его перемещения через поток нейтронов в активной зоне реактора.

Режим работы реактора можно разбить на следующие стадии:

1) *начальное выгорание* исходных делящихся изотопов топлива стартового состава, которое характеризуется избытком нейтронов и положительной критичностью топливной смеси в “тепловом” контуре в зависимости от степени ее первичного обогащения;

2) *насыщение и стабилизация* состава смеси промежуточными нуклидами при вводе воспроизводящего вещества. Стадия характеризуется поглощением нейтронов и падением критичности составов (стадии могут перекрываться, а общая критичность топливной смеси может быть большей единицы все время до стабилизации составов);

3) *стационарный режим выгорания* с вводом воспроизводящего вещества. Стадия характеризуется критичностью топливной смеси большей единицы и стационарным нуклидным составом топлива в обоих контурах;

4) *режим выведения реактора из эксплуатации* - на этой стадии прекращается подпитка реактора свежим воспроизводящим веществом и идет выгорание топливной смеси с плавным снижением критичности и уменьшением концентрации актинидов в ней. (Стационарный состав можно перегрузить в новый реактор и продолжить работу в нем.)

Существенным отличием предлагаемого способа от существующих и находящихся в стадии опытной отработки является то, что способ не требует проведения переработки топлива ни с целью ввода в реактор, ни для длительного хранения или захоронения не выгоревших его остатков. Выдержка продуктов деления и трансмутация долгоживущих радиоактивных продуктов деления может проводиться по данному же способу, т.к. способ позволяет организовать отдельную фокусную область и направить в нее избыточные нейтроны, переводя основную массу радиоактивных осколков в стабильные нуклиды.

Процесс энергопреобразования в реакторе существенно зависит от того варианта конструкции активной зоны и топливного состава, которые взяты за основу реактора.

При этом, управляя составом топливной смеси, включая состав теплоносителя дополнительно вводимого в контур и скоростью перемещения его через активную зону реактора, можно в широком диапазоне изменять температуру смеси на выходе, от обычных сотен градусов, вплоть до плазменных температур. Это резко расширяет спектр различных устройств, которые можно применять для преобразования выделившейся энергии. Это могут быть как обычные тепловые машины, как с дополнительным контуром теплоносителя, так и без него, так и другие преобразователи, включая МГД и ЭГД генераторы, или преобразователи энергии в водород, кислород и энергетически насыщенные химические соединения.

Особый интерес представляет лазерное преобразование выделившейся энергии, поскольку область деления может быть выполнена в виде длинной протяженной структуры. При этом может быть сформирован и использован как лазер с рабочим телом на гексафториде урана, так и, при использовании в качестве теплоносителя, гелий-неоновой смеси, гелий-неоновый лазер, КПД их высоко, а технологическое применение мощных световых пучков крайне интересно.

Представленная выше схема работы устройства может быть модифицирована в широком диапазоне вариантов его исполнения, в том числе и в мобильных его вариантах. Повышение эффективности управления потоками нейтронов расширяет возможности разработчиков. Она позволяет, снизить весовые характеристики реактора и увеличить мощность устройства в области активной зоны.