

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ РАЗЛИЧНЫХ СПОСОБОВ ДОСТИЖЕНИЯ БОЛЬШИХ ГЛУБИН ВЫГОРАНИЯ В РЕАКТОРНЫХ СИСТЕМАХ БЕЗ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ДОПОЛНИТЕЛЬНЫХ ПОГЛОТИТЕЛЕЙ

В.И. Савандер, М.А. Увакин

*Московский инженерно-физический институт (государственный университет),
г. Москва*



Работа посвящена исследованию двух различных способов, которыми организуется система компенсации избыточной реактивности при выгорании топлива без применения выгорающих поглотителей, а именно: изменение спектра нейтронов в реакторе и применение непрерывных перегрузок ядерного топлива. Для решения поставленной задачи разработана упрощенная модель выгорания топлива для уран-ториевого топливного цикла в реакторе с тяжеловодным замедлителем. При выполнении условия поддержания заданного уровня критичности модель позволяет определить достижимую глубину выгорания топлива для рассматриваемых схем поддержания критичности. В работе приводятся описание модели, схема ее численного решения и сравнительный анализ полученных результатов для двух рассматриваемых способов компенсации избыточной реактивности.

Как известно, для достижения глубоких выгораний создается избыточный запас реактивности ядерного топлива, а для поддержания критичности применяются системы компенсации избыточной реактивности, основанные на применении различных поглотителей. Однако существуют различные способы поддержания критичности без применения дополнительных поглотителей. К их числу, в первую очередь, относится схема непрерывных перегрузок топлива, как это имеет место в реакторах канального типа, или в высокотемпературных реакторах с шаровыми твэлами, где осуществляется непрерывное движение топлива. В этом случае в качестве поглотителя избыточных нейтронов в реакторе используется выгоревшее топливо, коэффициент размножения которого ниже, чем требуется для поддержания критичности реактора. Это позволяет эффективно использовать нейтроны и достигать более высокого выгорания топлива, чем в реакторах, в которых компенсация избыточной реактивности осуществляется путем введения в активную зону разного рода поглотителей [1]. Отметим, что осуществление непрерывных перегрузок топлива не требует остановки реактора, и таким образом, исключаются потери времени, связанные с перегрузками.

Другой путь избежать бесполезных потерь нейтронов в поглотителях состоит в том, что критичность реактора достигается изменением концентрации замедлителя в про-

© В.И. Савандер, М.А. Увакин, 2005

цессе выгорания топлива, т.е. изменяется соотношение числа ядер замедлителя и топлива (разбавление). Действительно, изменение коэффициента размножения в зависимости от соотношения числа ядер замедлителя, приходящихся на одно ядро топлива, называемого разбавлением, имеет максимум, причем падение коэффициента размножения слева от максимума, отвечающее области малых значений разбавления, связано с увеличением резонансного поглощения в топливе [2].

Так, начальный избыток реактивности компенсируется резонансным поглощением в топливе, что приводит к накоплению вторичного горючего. По мере выгорания топлива спектр нейтронов смягчается путем увеличения разбавления, где накопленное ранее горючее может быть использовано для повышения глубины выгорания. Таким образом, изменение энергетического спектра нейтронов в процессе кампании также позволяет осуществить эффективное выжигание ядерного топлива. Этот способ не лишен недостатков – основная проблема состоит в сложности технической реализации активной зоны реактора, конструкция которой позволяла бы осуществлять либо непрерывное изменение концентрации замедлителя, либо постепенную замену одного замедлителя на другой, что тоже имеет специфические сложности [3]. В частности, система реакторов на быстрых и тепловых нейтронах, обменивающихся топливом, может рассматриваться с этой точки зрения как ступенчатое изменение спектра нейтронов, особенно в случае прямого использования облученного в быстрых реакторах топлива в реакторах на тепловых нейтронах без промежуточной химической переработки.

Таким образом, возникает задача сравнения достижимой глубины выгорания топлива при одинаковом запасе реактивности, но при разных способах обеспечения критичности. В принципе, очевидно, что основным параметром топливной загрузки в данном случае будет являться начальная концентрация основного делящегося изотопа, т.к. именно эта величина определяет запас реактивности. Максимально возможная глубина выгорания будет достигнута в случае, отвечающем наиболее эффективному использованию той избыточной доли нейтронов, которая возникает благодаря запасу реактивности свежего топлива. Разумеется, глубина выгорания, которая может быть достигнута в той или иной реакторной системе, ограничивается радиационной стойкостью конструкционного материала. Данная работа ориентирована на исследование только нейтронно-физических возможностей достижения больших глубин выгорания.

В простейшем приближении распределение нейтронов можно представить балансным соотношением (1), где K_B – доля нейтронов, поглощенных сырьевым изотопом на 1 нейтрон деления, а $q_{\text{оск}}$ – доля нейтронов, поглощенных вне топлива и исчезнувших из активной зоны, также на 1 нейтрон деления

$$\frac{\mu \nu_f(t)}{1 + \alpha_f(t)} = 1 + K_B(t) + q_{\text{оск}}(t). \quad (1)$$

Очевидно, что глубина выгорания топлива будет определяться соотношением между воспроизводством, с одной стороны, и паразитным захватом нейтронов, с другой. Очевидно, что схема со спектральным регулированием на каждом этапе кампании будет иметь более высокий K_B , чем для случая непрерывных перегрузок. Причем с увеличением начального запаса реактивности свежего топлива этот фактор все более значимо отразится на глубине выгорания: чем больше нейтронов будет использовано для воспроизводства, тем дольше окажется возможно поддерживать критическое состояние реактора.

С целью проведения количественных оценок была разработана упрощенная расчетная модель, описывающая процесс выгорания ядерного топлива как для реакто-

ра со спектральным регулированием, так и для реактора с непрерывными перегрузками. В простейшем приближении была рассмотрена гомогенизированная среда, содержащая четыре основных типа ядер: делящийся изотоп, сырьевой изотоп, замедлитель и осколки деления. В предположении, что реактор работает на топливном цикле с воспроизводством, захват нейтрона сырьевым изотопом приводит к образованию ядра делящегося изотопа за время, много меньшее кампании реактора. Для упрощения модели осколки деления и соответствующие им вероятности выхода были объединены в один эффективный осколок, обладающий некоторым средним сечением поглощения.

Подавляющая часть взаимодействий нейтронов с ядрами рассматриваемой среды приходится на резонансную и тепловую энергетические области. Полное число взаимодействий для изотопа с концентрацией ρ и сечениями σ_t и σ_p , соответствующими тепловой и резонансной областям энергий, можно представить как сумму:

$$\sigma_t \rho \Phi_t + \sigma_p \rho \Phi_p = (\sigma_t + \gamma \sigma_p) \Phi_t \rho. \quad (2)$$

Аналогичным способом можно описать все рассматриваемые типы взаимодействий: деление, резонансный захват и поглощение. Параметр γ описывает отношение среднего потока резонансных нейтронов к среднему потоку тепловых нейтронов. Для реакторов с тепловым спектром нейтронов этот параметр может быть представлен в виде отношения макроскопического сечения поглощения среды к ее замедляющей способности:

$$\gamma = \frac{\Sigma_a}{\xi \Sigma_s}. \quad (3)$$

Если обозначить индексом «1» сечения, относящиеся к делящемуся изотопу, индексом «2» – сечения, относящиеся к сырьевому изотопу, то система дифференциальных уравнений, описывающих изменение изотопного состава рассматриваемой системы, примет вид:

$$\begin{cases} \frac{d\rho_1(t)}{dt} = -(\sigma_{at1} + \gamma \sigma_{ap1}) \Phi_t \rho_1(t) + (\sigma_{ct2} + \gamma \sigma_{cp2}) \Phi_t \rho_2(t); \\ \frac{d\rho_2(t)}{dt} = -(\sigma_{ct2} + \gamma \sigma_{cp2}) \Phi_t \rho_2(t); \\ \frac{d\rho_{оск}(t)}{dt} = 2(\sigma_{ft1} + \gamma \sigma_{fp1}) \Phi_t \rho_1(t). \end{cases} \quad (4)$$

Данная система имеет определенные начальные условия. Если принять, что начальная ядерная концентрация топлива в смеси с замедлителем равна $\rho_{топ}$, а обогащение по делящемуся изотопу равно x , то начальные условия можно определить следующим образом:

$$\begin{cases} \rho_1(0) = x \rho_{топ}; \\ \rho_2(0) = (1-x) \rho_{топ}; \\ \rho_{оск}(0) = 0. \end{cases} \quad (5)$$

Таким образом, задав групповые сечения взаимодействия для обеих энергетических областей, можно получить систему уравнений, описывающую изменение изотопного состава для рассматриваемой среды, что делает возможным ее решение численным методом.

Кроме начальных условий, схема численного решения должна отвечать основному физическому условию, которое необходимо выполнить для того, чтобы обеспечить максимальную глубину выгорания – минимальный запас реактивности на всем протяжении кампании. Также именно это условие является критерием окончания счета для поставленной задачи. В качестве запаса реактивности на выгорание, утечку и поглощение элементами конструкции была принята величина порядка 3% от эффективного коэффициента размножения нейтронов.

Изменение концентрации между топливом и замедлителем было реализовано путем перерасчета коэффициента размножения для каждого элементарного шага по времени при различных значениях разбавления, т.е. для текущего состава активной зоны производилось пошаговое увеличение разбавления до тех пор, пока величина коэффициента размножения вновь не оказывалась с заданной точностью равной 1,03.

Выбор двухгрупповых констант в расчетной модели был осуществлен при помощи реперных расчетов ячеек с использованием программных кодов GETERA-93 и WIMS-D4 для оптимальной величины разбавления, а перерасчет параметра γ при любом изменении разбавления позволил реализовать описанную модель определения нейтронных взаимодействий в двух энергетических группах.

Система уравнений (4) с заданными начальными условиями (5) была решена численным методом. Для численного решения дифференциальных уравнений использовалась схема Рунге-Кутты 4-го порядка. Были рассмотрены два основных варианта расчета: для спектрального регулирования и для непрерывных перегрузок.

В схеме со спектральным регулированием начальное соотношение между топливом и замедлителем выбирается из условия:

$$K_{eff} = f(\rho_1, \rho_2, \rho_{оск}, \rho_{зам}) = 1,03. \quad (6)$$

Далее, на каждом элементарном расчетном шаге τ производится перерасчет K_{eff} и концентрация ядер замедлителя увеличивается таким образом, чтобы удовлетворить условию (6). Расчет завершается тогда, когда состав среды уже не позволяет увеличивать K_{eff} за счет замедления.

В схеме непрерывных перегрузок начальное соотношение между топливом и замедлителем выбиралось из расчета максимального коэффициента размножения нейтронов, что соответствует высоким разбавлениям. Для каждого элементарного шага τ вычислялась величина энерговыработки РТ и определялся эффективный коэффициент размножения, что позволяло производить проверку на выполнение условия для коэффициента размножения нейтронов на среднем составе ядерного топлива:

$$\bar{K}_{eff} = \frac{1}{PT_{max}} \int_0^{PT_{max}} K_{eff}(PT) dPT = 1,03. \quad (7)$$

Соответственно критерием окончания счета для схемы непрерывных перегрузок является условие (7).

Для исследования зависимости достигаемой глубины выгорания от состава размножающей среды был рассмотрен реактор с уран-ториевым топливом ($U^{233} + Th^{232}$), т.к. именно такое топливо в полной мере отвечает топливному циклу с воспроизводством горючего, аналогичного сгорающему. Достижение максимальной глубины выгорания в тепловом реакторе за счет регулирования спектра нейтронов наиболее эффективно можно реализовать при использовании замедлителя с наибольшей замедляющей способностью, т.е. тяжелой воды. Именно использование тяжеловодного замедлителя позволяет получить наиболее значительный эффект при изменении спектра нейтронов в процессе кампании [4].

Для схемы с регулированием спектра нейтронов рассматривалась однократная кампания топлива для уран-ториевого реактора с тяжеловодным замедлителем и за-

висимость достигаемой глубины выгорания от начального запаса реактивности. Для сравнительных расчетов по схеме непрерывных перегрузок аналогичная зависимость использовалась при условии поддержания критичности реактора на среднем составе топлива.

Для определения усредненных констант применялись современные программные коды расчета топливных ячеек с выгоранием. Для верификации рассматриваемой модели были использованы результаты расчета, выполненного при помощи программы GETERA для уран-тяжеловодной ячейки с пошаговым изменением количества тяжелой воды при сохранении минимального запаса реактивности [5].

На основе описанного численного метода были проведены расчеты уран-ториевой реакторной системы при различных значениях обогащения по U^{233} . Результаты расчета позволили определить величину обогащения, при которой становится целесообразно затрачивать ресурсы на проведение спектрального регулирования, максимально достижимую глубину выгорания, и величину среднего коэффициента воспроизводства делящихся ядер (табл. 1). Как видно из данных табл. 1, расчетная модель подтвердила теоретические предположения, сделанные на примере балансного соотношения (1). Относительное преимущество схемы со спектральным регулированием по части воспроизводства существенно возрастает с ростом начального запаса реактивности свежего топлива, что позволяет постепенно достигать все больших глубин выгорания. При увеличении обогащения в схеме непрерывных перегрузок для поддержания максимальной величины коэффициента размножения возникает необходимость создания большой концентрации замедлителя, что неизбежно приводит к смещению энергетического спектра нейтронов в сторону меньших энергий. Это влечет за собой увеличение доли нейтронов, поглощаемых вне топлива (в осколках деления и замедлителе), и постепенно снижает эффективность данной схемы.

Таблица 1

U^{233} , %	Достигнутая глубина выгорания, МВт-сут/кг т.а.		Средний коэффициент воспроизводства за кампанию	
	Регулирование спектра	Непрерывные перегрузки	Регулирование спектра	Непрерывные перегрузки
1,5	43,3	36,4	0,90	0,87
2,5	101,1	79,1	0,72	0,55
3,5	155,1	109,7	0,67	0,39

При спектральном регулировании, напротив, увеличение запаса реактивности снижает роль резонансного захвата на делящихся ядрах в пользу ядер сырьевого изотопа, т.е. появляется возможность использовать большой запас реактивности для воспроизводства разделившихся ядер, и, как подтверждает расчетный анализ, получить относительно более высокую энерговыработку. Изменения концентраций ядер делящегося изотопа в отношении к первоначальной загрузке для рассматриваемых схем работы реактора (обогащение 1,5%) приведены на рис. 1. Видно, что в случае со спектральным регулированием темпы снижения концентрации делящегося изотопа существенно меньше по сравнению с непрерывными перегрузками. Таким образом, если при обогащениях, порядка 1,5–2,5% достигаемая глубина выгорания при осуществлении спектрального регулирования еще сопоставима с аналогичной величиной для непрерывных перегрузок, то при 3,5–4,0% уже существенно превышает ее.

В настоящее время реально достижимая глубина выгорания в тепловых реакторах составляет порядка 60 МВт-сут/кг, причем существуют проектные решения, позволяющие превзойти и эту величину, поэтому полученные результаты, касающиеся

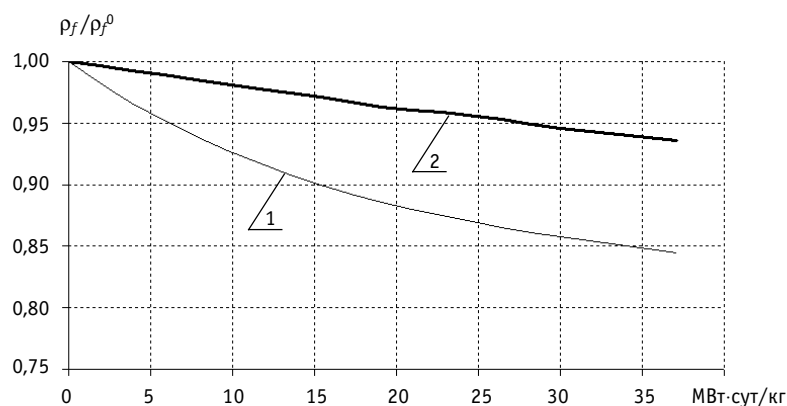


Рис.1. Изменение относительных концентраций делящегося нуклида с ростом глубины выгорания для различных схем работы реактора: 1 – непрерывные перегрузки; 2 – регулирование спектра

глубины выгорания свыше 100 МВт-сут/кг, являются достаточно реальной перспективой. Таким образом, исследование нейтронно-физических характеристик реакторных систем с регулируемым спектром нейтронов имеет непосредственное отношение к повышению эффективности использования ядерного топлива в энергетических реакторах с тепловым спектром нейтронов.

Создание численной модели для оценки максимальной глубины выгорания в реакторных системах с изменяющимся энергетическим спектром нейтронов и непрерывными перегрузками позволяет установить наиболее эффективный способ компенсации избыточной реактивности для различных параметров топливных загрузок. Расчетные результаты для реактора с тяжеловодным замедлителем позволяют утверждать, что регулирование спектра нейтронов дает существенный эффект при обогащениях по делящемуся изотопу более 3,0%. Результаты работы представляют практический интерес для исследования возможностей создания реакторных систем с регулируемым нейтронным спектром.

Литература

1. Савандер В.И., Увакин М.А. Сравнительный анализ различных способов компенсации избыточной реактивности в реакторе для достижения длительных кампаний/Научная сессия МИФИ 2002: Сб. докладов. – Т. 8.
2. Галанин А.Д. Теория ядерных реакторов на тепловых нейтронах. – М.: Энергоатомиздат, 1998.
3. Yamashita J., Ohtsuka M., Fudjimura K., *et al.* An Innovative Conceptual Design of the Safe and Simplified Boiling Water Reactor (SSBWR) with a Super Long Life Core. Global 2001.
4. Chan P.S.W., Gagnon M.J.N., Boczar P.G. *et al.* CANDU – Versatile Reactor for Plutonium Disposition or Actinide Burning. – AECL, Canada. International Conference on Future Nuclear Systems. '97 Global. Proceedings. October 5-10, 1997. Pacifico Yokohama, Yokohama, Japan. – V. 1. – P. 162-167.
5. Савандер В.И., Увакин М.А. Нейтронно-физические характеристики тяжеловодного реактора с регулируемым спектром нейтронов/Научная сессия МИФИ 2003: Сб. докладов. – Т. 8.

Поступила в редакцию 18.08.2004

of fuel subassemblies; decontamination of reactor production rooms and equipment; $\bar{D} \sim 13$; 8 mSv.
1972–1986, 1989–1997, 2000–2002 – normal operation of reactor; $\bar{D} \sim 5$ mSv.

УДК 621.039.514

About One Exact Solution of Kinetics Equation \M.V. Kaschev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 5 pages, 1 illustration. – References, 4 titles.

Exact analytical solution of kinetics equation taking into account one weighted average delayed neutron group under line reactivity introduction was got.

УДК 621.039.5

A Study of Physical Characteristics of Light-Water Reactor Loaded with (Th-U-Pu) Oxide Fuel \G.G. Kulikov, V.V. Artisyuk, A.N. Shmelev, V.A. Apse; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 9 pages, 3 illustrations, 6 tables. – References, 12 titles.

The paper is devoted to analysis of weapon-grade plutonium utilization by its introduction into homogenous uranium and neptunium dioxides and irradiation in LWR. Main attention is given to proliferation protection of uranium-233, which is produced in neutron irradiation of thorium and may be used in multi-cycle LWR operation regime. Coolant temperature reactivity coefficients are determined for the established and non-established fuel cycles.

УДК 621.039.516

About the Resonance Self-Shielding for Radioactive and Fission Capture of Uranium-235 \O.N. Pavlova, V.A. Doulin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 10 pages, 8 illustrations, 3 tables. – References, 10 titles.

Unexpected dependence of reactivity of uranium-235 samples on size of fast critical assembly BFS-79-5 whose softened spectrum was discovered in case uranium-235 samples enriched up to 90%. For small sample sizes its reactivities are negative. The analysis of this dependence has shown that values listed in ABBN – 93 can be predicted by calculations under following conditions:

- the effects of resonance self-shielding for radiative capture must be much lower for low values σ_0 ;
- in accordance with the last microscopic experiments, group neutron cross-section of radiative capture must be larger in the resonance energy region.

УДК 621.039.54

The Comparing Analysis of Different High Burnup Achievement Modes in Reactor Systems without Additional Absorbers \V.I. Savander, M.A. Uvakin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 6 pages, 1 illustration, 1 table. – References, 5 titles.

This work deals with comparing analysis of two different excess reactivity compensation modes in reactors without additional absorbers: uninterrupted reloads of nuclear fuel and operating neutron spectrum. This task was solved by preparing simple model of nuclear fuel burning process in heavy-water reactor with adjusted critically conditions. Such model allows calculating achievable burnup of nuclear fuel. This work contains the description of model, calculating scheme, and comparing analysis of obtained results.

УДК 628.4.047

Handling of Spent Fuel of the First NPP \D.P. Masalov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 4 pages, 4 illustrations, 1 table.

For cutting of spent fuel subassemblies in «hot» cell radioactive graphite and steel wastes are formed. By the end of 2005 graphite wastes (24,5 t, 1,26 TBk) and steel wastes (8,2 t, 262 TBk) will be