

ИССЛЕДОВАНИЕ БЕЗОТХОДНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА РБН С ШАРО-НАСЫПНОЙ АКТИВНОЙ ЗОНОЙ

Г.Б. Усынин, А.А. Кравченко

Нижегородский государственный технический университет, г. Н. Новгород



Рассматривается методика расчета топливного цикла реактора на быстрых нейтронах с шаровыми твэлами. Данный топливный цикл подразумевает два типа переработки – промежуточную и полную. При промежуточной переработке без химических операций выделяются газовые и летучие продукты деления. Полная переработка осуществляется при помощи пиропроцессинга. В статье представлены модель и некоторые результаты такого цикла расчета.

Концепция шаро-насыпной активной зоны ШН-РБН, предложенная в [1], позволяет реализовать закрытую систему на весь срок службы реактора (30–50 лет). Отработавшее топливо, достигшее глубокого выгорания, вместе с продуктами деления сосредотачивается в контейнерах нейтронной защиты промежуточных теплообменников, расположенных непосредственно вокруг активной зоны в баке реактора. Простая форма и небольшие размеры твэл позволяют многократно менять его оболочку в процессе выгорания для восстановления ее служебных свойств и обеспечивать многолетнюю кампанию топлива с отложением на длительный срок его полной регенерации. Ниже представлены результаты расчетов топливного цикла такого реактора.

Расчетная модель реактора тепловой мощностью 2 100 МВт и средней теплонапряженностью активной зоны 300 МВт/м³ описана нами ранее [2]. Топливная композиция представляет собой смесь нитридов урана и плутония с определен-

ной пористостью $\varepsilon = 1 - \frac{\bar{\gamma}}{\gamma_0}$, где $\bar{\gamma}$ – усредненная плотность топливной компози-

ции по внутреннему объему твэл, $\gamma_0 = 14.25$ г/см³. Уран используется обедненный с содержанием U²³⁵ 0.2%, плутоний высокофононовый, с фиксированным составом изотопов (Pu²³⁸/ Pu²³⁹/ Pu²⁴⁰/ Pu²⁴¹/ Pu²⁴² = 0.005/ 0.6/ 0.245/ 0.109/ 0.041). На основании предыдущих расчетов [2] были выбраны одnogрупповые сечения, усредненные по объему активной зоны.

Все сечения указаны в барн (1 барн = 10⁻²⁴ см²). Величина ξ_i представляет собой реактивность, вносимую ядром i -го нуклида в среднем по активной зоне по отношению к реактивности ядра Pu²³⁹. Она определяется прямыми расчетами по программе SYNTES-H с константами БНАБ.

Расчет выгорания выполняется по обычной процедуре «по шагам». Предполагается, что топливо используется в режиме МПАЗ (многократное прохождение активной зоны), поэтому изменение состава всего топлива можно представить выражением:

$$\rho_i(Z_n) = \sum_j \Lambda_{ij}(\Delta Z) \cdot \rho_j(Z_{n-1}); \sum_i \rho_i(Z_n) + \rho_{\text{пд}}(Z_n) = 1, \quad (1)$$

где Z_n – суммарный флюенс, набранный топливом к концу n -го шага, ΔZ – фиксированный интервал («шаг»), а $\rho_{\text{пд}}$ – относительная концентрация продуктов деления.

Матрица переходов Λ_{ij} готовилась с помощью одногрупповых сечений (табл. 1) и констант распада ядер. Привязка ΔZ к конкретному временному интервалу происходит через значения теплонапряженности, концентраций делящихся нуклидов и сечений деления. В данном случае для расчетов был выбран интервал $\Delta Z = 0.025$ в единицах 10^{24} см^{-2} , что при $\bar{q}_v = 300 \text{ МВт/м}^3$ соответствует интервалу времени 100 эфф. сут.

Величина $K(Z) = \sum_i \xi_i \cdot \rho_i(Z)$ представляет собой относительную реактивность, вносимую топливной композицией, включая ПД, к моменту Z после начала выгорания. Зависимость $K(Z)$ при различных значениях начальной доли плутония α_{Pu} в топливе показана на рис. 1. При $\alpha_{\text{Pu}} < 0.12$ реактивность в начальный момент нарастает. В дальнейшем при $Z > 1$ падение реактивности практически не зависит от первоначального состава топлива.

В установившемся (равновесном) режиме циркуляции твэлов, когда в активной зоне имеется топливо всех степеней выгорания, условием критичности может служить равенство интеграла реактивности топливной композиции некоторому значению $J_{\text{кр}}$, определенному заранее в нейтронно-физическом расчете базового критического реактора:

Таблица 1

Одногрупповые сечения нуклидов, входящих в топливную композицию и характеристики их реактивности

	σ_c	σ_f	$\sigma_{n, 2n}$	ν	ξ
U^{235}	0.435	1.67	0.0004	2.46	0.69
U^{236}	0.347	0.315	0.0005	2.59	-0.10
U^{238}	0.277	0.046	0.0016	2.78	-0.036
Np^{237}	1.94	0.291	0.0002	2.91	-0.42
Pu^{238}	0.555	1.16	0.0001	3.01	0.58
Pu^{239}	0.531	1.84	0.0003	2.95	1.0
Pu^{240}	0.546	0.396	0.0002	3.08	0.08
Pu^{241}	0.439	2.55	0.0009	2.98	1.45
Pu^{242}	0.470	0.278	0.0005	3.04	0.05
Am^{241}	1.78	0.33	0.0001	3.39	-0.12
Am^{242}	0.391	4.02	0.0014	3.31	2.95
Am^{243}	1.13	0.26	0	3.63	-0.15
Cm^{242}	0.511	0.776	0.0001	3.38	0.44
Cm^{244}	0.510	0.45	0.00025	3.4	0.19
ПД	0.535	0	0.0004	0	-0.107

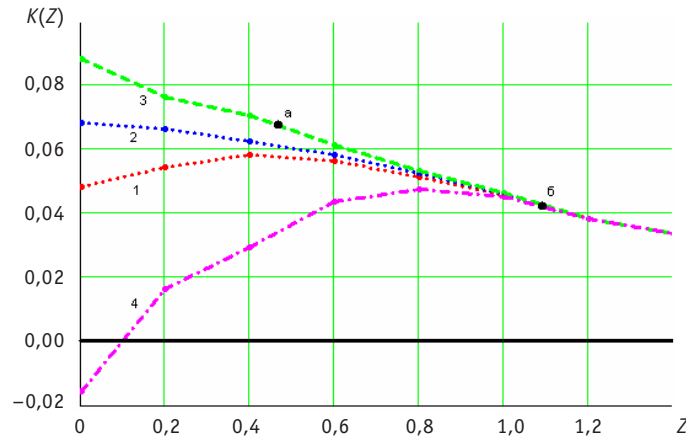


Рис. 1. Зависимость относительной реактивности топливной композиции от флюенса нейтронов $Z \cdot 10^{-24} \text{ см}^{-2}$: 1 – $\alpha_{Pu} = 0.100$; 2 – $\alpha_{Pu} = 0.125$; 3 – $\alpha_{Pu} = 0.150$; 4 – ОЯТ ВВЭР ($\bar{B} = 30 \text{ МВт} \cdot \text{сут/кг}$, начальное обогащение 3.6%) [3]

$$J(Z_T) = \beta \cdot (1 - \varepsilon) \cdot \tilde{\rho}_{\max} \cdot \bar{K}, J(Z_T) = J_{KP}, \quad (2)$$

где $\bar{K} = \frac{1}{Z_T} \cdot \int_0^{Z_T} K(Z) \cdot dZ$, $\beta = \frac{1}{K_{\text{эфф}}} \cdot \frac{dK_{\text{эфф}}}{d\hat{\rho}_9}$, $\hat{\rho}_9$ – размерная (см^{-3}) концентрация ядер

Pu^{239} , $\hat{\rho}_{\max}$ – размерная концентрация тяжелых ядер при $\gamma = \gamma_0$, Z_T – предельный флюенс, определяющий кампанию топлива.

Константы β , J_{KP} так же, как и сечения из табл. 1, считаются инвариантными и определяемыми расчетом базового критического реактора с заданными размерами, объемным составом и видом топлива. Для рассматриваемого реактора $\beta = 490$ и $J_{KP} = 0.337$. В соответствии с условием (2), заданное значение Z_T обеспечивается выбором начальной пористости ε .

Будем считать, что объем, занимаемый ПД, в 2 раза больше объема разделившихся ядер. Тогда равенство $Z = Z_T$, определяемое из условия $\varepsilon = \rho_{\text{ПД}}$, является определением того самого предельного флюенса, при котором топливо выгружается из активной зоны и либо сразу подвергается электрохимической переработке, либо направляется в реакторное хранилище для его полной регенерации после окончания срока службы реактора.

Для ШН-РБН предельное значение флюенса оболочки, которая может меняться без замены топлива, определяется условием $d \cong d_{\max} = Z \cdot \sigma_d$ смещений на атом. Сечение повреждения s_d в рассматриваемом случае составляет $s_d \approx 250$ барн. Предельное радиационное повреждение оболочки d_{\max} зависит от ее материала и условий работы. Обычно оно принимается в пределах 50–100 дпа.

Выбранные размеры активной зоны, ее объемный состав и вид топливной композиции обеспечивают при выгорании топлива воспроизводства, близкие к полному. Небольшой оперативный запас реактивности, компенсируемый органами управления, может не превышать доли запаздывающих нейтронов. В качестве дополнительного способа управления реактивностью может служить небольшое изменение толщины насыпного слоя твэл H_{A3} . Прямые расчеты дают для рассматриваемого реактора значения

$$\frac{dJ_{KP}}{dH_{A3}} \cong -0.0016 \text{ см}^{-1}; \quad \frac{1}{K_{\text{эфф}}} \cdot \frac{dK_{\text{эфф}}}{dH_{A3}} \cong 0.88 \cdot 10^{-3} \text{ см}^{-1}.$$

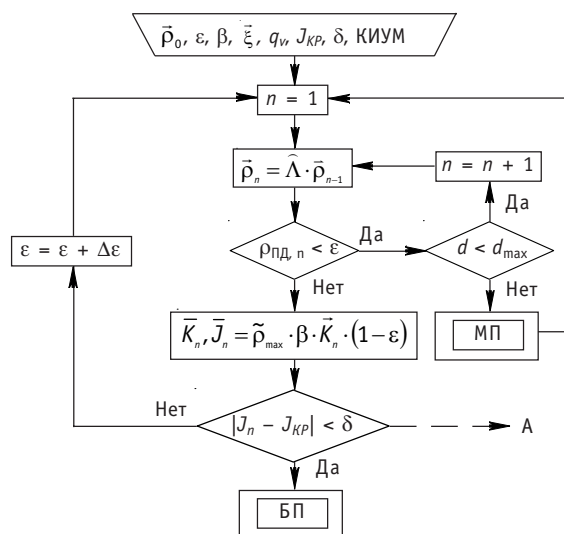


Рис. 2. Схема расчета топливного цикла ШН-РБН

Схема расчета равновесного топливного цикла представлена на рис. 2.

Двойной рамкой обозначены операции малого (МП) и большого (БП) переделов топлива. Малый передел предполагает смену оболочки твэл при сохранении содержания топливной композиции вместе с продуктами деления для продолжения процесса выгорания. Используются только механические и термические методы воздействия на топливную массу. При разделении оболочки и топлива (например, сплавлении ее в индукционной печи) выделяется некоторая часть летучих и газообразных веществ (I, Cs, ^3H , Kr, Xe и др.), которая составляет ~ 24% [4]. Доля удаляемых ПД при МП зависит от конкретных механизмов передела и сейчас не может быть названа достоверно. В наших расчетах предполагалось, что при МП потери ПД отсутствуют, что идет в запас расчета. Отметим, что удаление при МП части ПД (см. рис. 1) способствует повышению интеграла реактивности J и возможность увеличения исходной пористости топлива для увеличения глубины выгорания.

Большой передел (БП) включает электрохимическую переработку топливной массы с целью освобождения ее от ПД и разбавления отвальным ураном для дальнейшего использования.

Результаты расчета топливного цикла для 3 значений α_{Pu} (вектор $\bar{\rho}_0$) приведены в табл. 2.

Таблица 2

Характеристики равновесного топливного цикла ШН-РБН

	Начальный состав, ρ_{Pu} : ρ_{Pa}	Z_T	T , эфф. лет	ε	Конечный состав, ρ_{Pu} : ρ_{Pa} : ρ_{Ma}	$K(Z=0)$	$K(Z=Z_T)$ без ПД
1	0.9: 0.1	0.537	5.9	0.117	0.855: 0.143: 0.002	0.047	0.079 (0.070)
2	0.875: 0.125	0.975	10.7	0.225	0.824: 0.172: 0.004	0.068	0.092 (0.071)
3	0.85: 0.15	1.088	11.9	0.267	0.812: 0.182: 0.006	0.088	0.071 (0.052)

Коэффициент использования установленной мощности КИУМ = 1.

В последнем столбце табл. 2 дана относительная реактивность выгружаемого топлива (с учетом уменьшения массы тяжелых ядер) по сравнению с первоначальным ее значением.

Доля плутония в массе тяжелых ядер во всех трех вариантах загрузки повышается с выгоранием, однако воспроизводство реактивности достигается только в первых двух вариантах. В первом варианте суммарная реактивность топлива после восполнения удаленных при БП ПД отвальным ураном возрастает ~ на 10%. Недостатком этого варианта является необходимость осуществлять БП от 4 до 6 раз за срок службы реактора при ожидаемом среднем КИУМ порядка 0.7. Первый вариант соответствует режиму бридинга, т.к. нулевой баланс по плутонию не соблюдается.

Второй вариант загрузки позволяет получить вдвое большую глубину выгорания за счет увеличения исходной пористости топлива и сокращения вдвое количества операций БП. Более того, при наличии избытка плутония можно вовсе отказаться от этих операций, поскольку внутриреакторное хранилище позволит вместить весь объем ОЯТ, накопленного за срок службы. При БП после замещения ПД отвальным ураном суммарная реактивность уменьшается ~ на 15%. Из рассмотренных этот вариант наиболее близок к режиму нулевого плутониевого баланса.

Третий вариант, не имея существенных преимуществ перед вторым по количеству операций, является режимом сжигания плутония, поскольку снижает суммарную реактивность тяжелого металла, в данном случае примерно в полтора раза. Недостатком этого варианта является повышенная разница в тепловыделении между твэлами с различной глубиной выгорания.

Равновесный топливный режим не позволяет в полном объеме выявить достоинства и недостатки ШН-РБН. Во-первых, он предполагает для каждого выбранного начального состава топлива жесткой регламентированной величины ε для выполнения условия (2). Во-вторых, не определен способ выхода реактора в этот режим из начального состояния, тем более, что $T_{эф}$ сравнимо со сроком службы реактора.

Большой интерес представляет неравновесный режим, когда критичность поддерживается за счет изменения состава двухкомпонентной смеси реактивных и компенсационных твэл. Реактивными назовем твэлы, способные к концу кампании при $Z = Z_T$ образовать критическую массу. Доля этих твэл w_p в таком неравновесном режиме изменяется за кампанию $T_{эф}$ от некоторого начального значения $w_{p,0}$ до 1. От компенсационных твэлов требуется способность гасить избыточную реактивность при изменении w_p в этом диапазоне.

Условие (2) заменяется на условие (3):

$$J_n = J(Z_n) = \beta \cdot \left[(1 - \varepsilon_p) \cdot \tilde{\rho}_{\max,p} \cdot \bar{K}_{p,n} \cdot w_{p,n} + (1 - \varepsilon_k) \cdot \tilde{\rho}_{\max,k} \cdot \bar{K}_{k,n} \cdot w_{k,n} \right] \quad (3)$$

$$w_{p,n} + w_{k,n} = 1, J_n = J_{KP}, n = 0, 1, 2, \dots$$

Индекс «k» относится к компенсационным твэлам.

Анализируя данные, приведенные на рис. 1, можно прийти к выводу, что твэлы с $\alpha_{pu} = 1$ не могут быть отнесены ни к реактивным, ни к компенсационным. Для первой категории они обладают недостаточной реактивностью, для второй непригодны, поскольку имеют в диапазоне $0 < Z_n < Z_T$ область, когда сами создают избыточную реактивность.

В качестве топлива для компенсационных твэл можно предложить использовать обедненный уран или ОЯТ ВВЭР (см. рис. 1). Второй вариант представляется более предпочтительным по двум причинам: во-первых, это повышает эффектив-

ность использования природного сырья (урана), во-вторых, исключается возможность производства низкофонового (оружейного) плутония, поскольку плутоний в ОЯТ от момента загрузки в РБН до его выгрузки остается высокофоновым.

Пористости ε_p и ε_k могут варьироваться в широких пределах и быть предметом оптимизации, так же, как и параметр α_{pu} . Для унификации технологии изготовления и МП твэл целесообразно, видимо, принять условие и $\varepsilon_p = \varepsilon_k$. Величина ε_p ограничивает либо глубину выгорания $\rho_{pd, p}(Z_T)$, либо минимальную реактивность $K_p(Z_T)$. В качестве примера они обозначены на рис. 1 для одного из вариантов как а и б. Разумно выбрать ε_p такой, чтобы эти точки совпадали. Для этого нужно найти $Z = Z^*$, при котором выполняется равенство (4):

$$J_{kp} = \beta \cdot \tilde{\rho}_{\max} \cdot \bar{K}_p(Z^*) \cdot [1 - \rho_{pd}(Z^*)] \quad (4)$$

и принять $\varepsilon_p = \rho_{pd}(Z^*)$. В этом случае $Z_T = Z^*$ в первом приближении дает оценку кампании топлива. В табл. 3 представлены начальные характеристики двух вариантов неравновесного бинарного режима с $\alpha_{pu, p} = 0.125$ и $\alpha_{pu, p} = 0.15$. В каждом случае для твэлов компенсационного типа использовалось ОЯТ ВВЭР (см. рис. 1).

Таблица 3

Характеристики начального этапа бинарного неравновесного режима

	α_{pu}	ε_p	Z^*	$\bar{K}_p(Z^*)$	w_p			w_k		
					$Z = 0$	$Z = 0.025$	$Z = 0.05$	$Z = 0$	$Z = 0.025$	$Z = 0.05$
2	0.125	0.156	0.67	0.0478	0.892	0.873	0.860	0.108	$0.108 + \Delta_{11}$	$0.108 + \Delta_{12}$
3	0.15	0.175	0.68	0.0475	0.756	0.709	0.701	0.244	$0.244 + \Delta_{21}$	$0.244 + \Delta_{22}$

Начальный этап режима характеризуется уменьшением w_p , избыточные реактивные твэлы должны быть направлены в резерв, чтобы впоследствии вернуться в активную зону. В некоторый момент w_p начнет увеличиваться, чтобы достигнуть значения $w_p = 1$. Доля w_k на первом этапе должна увеличиваться, поэтому количество компенсационных твэлов следует пополнять за счет необлученных твэлов. Возникает задача оптимизации неравновесного режима. Оптимальной можно считать стратегию перегрузки, когда при $w_p = 1$ все твэлы реактивного типа имеют одинаковое, близкое к предельному, выгорание. Другим критерием оптимальности режима является степень использования компенсационных твэлов. Кроме стратегии перегрузок, на нее влияет выбор α_{pu} . Вариант 3 (см. табл. 3) должен быть сделан с учетом того, что в последнем случае увеличена разница в тепловыделении твэлов различных типов.

Литература

1. Усынин Г.Б., Кравченко А.А. Сравнение кассетно-стержневой и шаро-насыпной активных зон РБН с натриевым теплоносителем // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – № 3. – С. 60-68.
2. Усынин Г.Б., Кравченко А.А., Усынина С.Г. Замкнутый и закрытый (on site) топливный цикл РБН нетрадиционной конструкции // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 2. – С. 102-107.
3. Круглов А.К., Рудик А.П. Искусственные изотопы и методика расчета их образования в ядерных реакторах. – М.: Атомиздат, 1977. – С. 111.
4. Синев Н.М., Батуров А.С. Экономика ядерной энергетики.

Поступила в редакцию 19.07.2006

enrichment process. These difficulties can become practically insuperable depending on ^{232}U concentration.

УДК 621.039.54

Exploring of Non-Wasted Fuel Cycle of the Ball-Poured Core of the Sodium-Cooled Fast Reactor \ G.B. Usynin, A.A. Kravchenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 6 pages, 3 tables, 2 illustrations. – References – 4 titles.

The calculation of the non-wasted fuel cycle of the ball-poured fast reactor is presented. This fuel cycle contains two types of the reprocessing of the fuel – full and particular. By the full reprocessing pyroprocessing and other chemical operations are used. By the particular reprocessing, only physical and mechanical, and the part of the gas and flying fusion products are extracted.

УДК 621.039.543.6

The Input of an (α, n) Reaction Estimation to an Integral Neutron Intensities of WWER-1000 Spent Fuel \ I.V. Shamanin, M.E. Silaev, S.V. Bedenko, V.V. Martynov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 8 pages, 1 table, 3 illustrations. – References – 15 titles.

All nuclear processes resulting to neutron generation within a spent fuel are examined. Total neutron intensity per weight unit of WWER-1000 spent fuel caused by (α, n) reactions and spontaneous fissions of uranium and transuranium nucleus proceeding were determined. Inputs of (α, n) reactions to entire neutron intensity of WWER-1000 spent fuel was estimated according with his burn-up degree.

УДК 621.039.553.34

Analysis of Possible Types of Natural Convection Flows in a Closed Circuit \ Yu.M. Ashurko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 11 pages, 7 illustrations. – References – 5 titles.

The paper is devoted to the analysis of the possible types and mechanisms of occurrence of natural convection flows of a single-phase incompressible liquid in a closed circuit. It has been shown that alongside of a common-circuit coolant natural circulation the local closed circuits of natural circulation can exist in some parts of the circuit. The conditions of occurrence of local natural circulation of the coolant in horizontal and vertical parts of the closed circuit and principles of a superposition of the common-circuit and local natural circulation are described.

УДК 621.039.534

Experimental Research of the Processes Accompanying Emergency Receipt of Organic Connections (oil) to the Lead-Bismuth and Lead Heat-Carrier \ A.V. Beznosov, I.V. Karatushina; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 10 pages, 1 table, 6 illustrations.

Results of experimental and theoretical researches of the processes accompanying emergency receipt of organic connections – oil from the back sealing system of a shaft and circulating pumps bearings of lead-bismuth and lead heat-carrier power contours of nuclear reactors, thermonuclear reactors and accelerating-control systems are presented.

УДК 621.039.534

Results of Simultaneous Dissolution of UO_2 and ZrO_2 by Molten Zircaloy \ A.M. Svyatkin, V.V. Tikhomirov, V.V. Yakovlev, V.P. Smirnov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 10 pages, 1 table, 8 illustrations. – References – 6 titles.

Based on the experimental examination performed at RIAR rates of ZrO_2 and UO_2 dissolution by molten Zircaloy at 2100 and 2200°C were estimated. A high-temperature facility for specimen testing has been developed; experiments and post-testing examinations of the obtained compositions were carried out. The results were introduced into the experimental data array of the SVECHA calculation