

ЗАМКНУТЫЙ И ЗАКРЫТЫЙ (on site) ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ РБН НЕТРАДИЦИОННОЙ КОНСТРУКЦИИ

Г.Б. Усынин, А.А. Кравченко, С.Г. Усынина

Нижегородский государственный технический университет, г. Н. Новгород



Проведен анализ замкнутого топливного цикла для насыпной активной зоны реактора на быстрых нейтронах. Рассмотрены возможности глубокого выжигания отвального урана. Обсуждаются два варианта: со смешанной уран-плутониевой топливной композицией и с отдельным размещением нитридов плутония и отвального урана в разных твэлах. Показаны условия достижения в закрытом топливном цикле нулевого баланса по плутонию.

ОПРЕДЕЛЕНИЯ

Замкнутым будем считать топливный цикл (ТЦ) реактора на быстрых нейтронах (РБН), когда делящиеся нуклиды из отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) после регенерации возвращаются в активную зону.

Закрытым назовем ТЦ, когда все материалы, включая конструкционные, используемые в активной зоне, остаются на площадке (on site) атомной станции в течение всего срока ее эксплуатации.

Под нетрадиционной конструкцией в данном случае будем понимать РБН с активной зоной в виде слоя шаровых твэл, охлаждаемой потоком жидкого металла. Применительно к высокотемпературным газовым реакторам этот тип обозначается PBMR (Pebble Bed Modular Reactor). В нашем случае по аналогии можно использовать аббревиатуру PBLMFR (Pebble Bed Liquid Metal Fast Reactor) или, короче, PBFR. Концепция такого реактора представлена нами в [1].

Для обеспечения обозначенного выше ТЦ в числе необходимых можно назвать следующие условия:

- коэффициент воспроизводства должен быть близок к единице;
- регенерация топлива с изготовлением новых твэл оперативно производится на площадке атомной станции;
- конструкционные материалы активной зоны допускают повторное использование немедленно после извлечения из активной зоны или после непродолжительной выдержки.

Выполнение первого условия достигается, если объем активной зоны $\sim 7 \text{ м}^3$, объемная доля топливной композиции не менее 0,4 при использовании карбидов (нитридов) U и Pu или металлического топлива [2].

Для выполнения второго условия благоприятны следующие обстоятельства. Активная зона складывается из единственного и простого изделия малого объема

– шара диаметром 1÷2 см, обращение с которым возможно без принудительного охлаждения при выдержке после облучения менее суток. Электрохимические способы очистки без значительного разделения актинидов (пиропротессинг) [3] допускают использование компактных, полностью автоматизированных установок, работающих непрерывно в режиме on line, с регенерацией рабочих сред. Сохранение хорошего нейтронного баланса в РБН не требует высокой степени очистки ОЯТ от продуктов деления. В список слабоактивируемых элементов, допускающих обращение сразу же после остановки реактора, входят такие металлы как Ti, Cr, V [4], сплав которых как конструкционный материал для термоядерных реакторов упоминается в литературе [5, 6].

РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ РЕАКТОРА

Активная зона представляется однородным цилиндром радиусом 150 см и высотой 100 см со следующим объемным составом: 42,3% – топливная композиция; 39% – натрий; 18,7% – конструкционный материал (сплав упомянутых выше металлов). Такой объемный состав реализуется насыпкой шаровых твэл с отношением толщины оболочки к радиусу сердечника 0,13 (как в стержневых твэлах БН-600 и БН-800). Состав бокового отражателя: ~ 90% – конструкционный материал; 10% – натрий. Торцевые отражатели на 90% состоят из натрия, что обеспечивает отрицательный пустотный эффект реактивности по теплоносителю.

АЛГОРИТМ РАСЧЕТА

Будем предполагать, что твэлы многократно проходят через активную зону (принцип МПАЗ) до набора предельного флюенса z_n . Кинетика изменения концентраций при выгорании $\{\rho_i(z)\}$ и средний состав активной зоны $\{\bar{\rho}_i\}$ определяются с использованием одногрупповых сечений, полученных усреднением по спектру нейтронов и объему активной зоны. В этом случае все твэлы, окончательно удаляемые из активной зоны, будут иметь примерно одинаковое выгорание, а сама активная зона будет иметь среднестационарный постоянный состав. Кинетика выгорания и сохранение условия критичности реализованы в виде алгоритма, представленного на рис. 1. Пояснения обозначений даются ниже. Средние одногрупповые сечения $\{\sigma_i\}$, реактивности нуклидов $\{\xi_i\}$ и интеграл реактивности $J = \sum_i \rho_i \xi_i$ в критическом реакторе рассчитывались по программе SYNTES-H с константами БНАБ.

Рассматривались два варианта:

А – Активная зона состоит из твэлов двух типов: топливных, содержащих PuN, плотностью $\varepsilon_T \gamma_0$, где $\gamma_0 = 14250 \text{ кг/м}^3$ и сырьевых, содержащих UN с плотностью $\varepsilon_C \gamma_0$. Доля топливных твэлов α .

Б – Активная зона состоит из твэлов одного типа, содержащих смесь UN+PuN плотностью $\varepsilon \gamma_0$ ($\varepsilon = \varepsilon_T = \varepsilon_C$). В этом случае α обозначает долю PuN («обогащение»).

В обоих случаях использовался отавский уран, изотопный состав загружаемого плутония принимался постоянным: 0,57: 0,31: 0,09: 0,03/ ^{239}Pu : ^{240}Pu : ^{241}Pu : ^{242}Pu .

Предельные флюенсы z_{nc} и z_{nt} выбирались из условия заполнения свободного пространства внутри оболочки твэл в предположении, что объем, занимаемый продуктами деления, вдвое больше объема разделившегося металла. Самосоогласованность рассчитанных концентраций тяжелых нуклидов с нейтронно-физическим балансом обеспечивалась периодическим перерасчетом по программе SYNTES (пунктирная линия на рис. 1).

В интеграл реактивности не включались теплоноситель и конструкционный

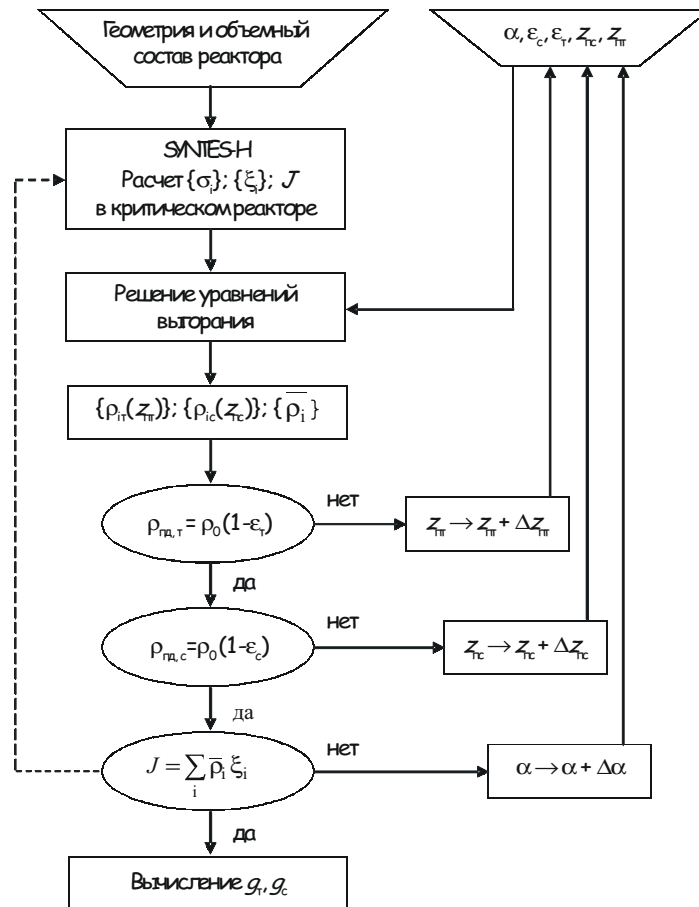


Рис. 1. Алгоритм расчета

материал. Величину этого интеграла можно считать практически постоянной [2,7], поскольку геометрия и объемные составы активной зоны и отражателей сохранялись при всех вариантных расчетах.

Расходы топливных и сырьевых твэл g_r и g_c рассчитывались на единицу энерговыработки реактора МВт(т)·сут. Для привязки к временному масштабу использовалось предположение, что средняя теплонапряженность активной зоны 300 МВт/м³, что примерно соответствует условиям БН-800. Удельная поверхность теплосъема в насыпной активной зоне будет не меньше, чем в БН-800, при диаметре шара $d_{ш} \leq 12$ мм.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

На рис. 2 показана зависимость предельного флюенса z_n от плотности топливной композиции в сырьевых твэлах при фиксированной пористости в топливных твэлах или от плотности смешанного уран-плутониевого топлива (вариант Б). Как видно из рисунка, предельные флюенсы в сырьевых твэлах (вариант А) значительно превышают характерные для РБН традиционной конструкции. В то же время, в каждом варианте флюенс, приходящийся на твэлы, содержащие при загрузке плутоний, не превышает тех, что набирают стальные оболочки твэл реактора БН-600 (повреждающая доза менее 80 смещений на атом).

В варианте Б, однако, расход твэл в несколько раз выше, чем при загрузке урана и плутония в разные твэлы (рис. 3). Если после испытаний в реакторных усло-

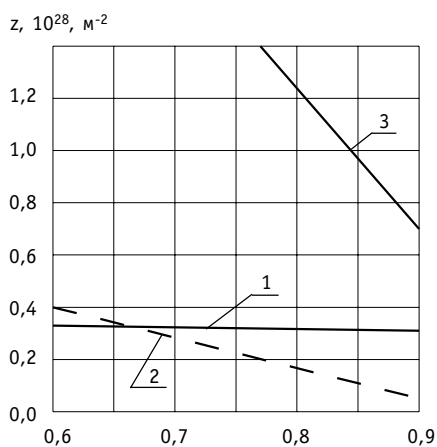


Рис. 2. Зависимость предельного флюенса от относительной плотности топливной композиции:
 — вариант А; — — — вариант Б;
 1 — $z_{пт} \epsilon = \epsilon_c$; $\epsilon_r = 0,7$; 2 — $z_{пт} \epsilon = \epsilon_c$; $\epsilon_r = 0,7$;
 3 — $z_{пт} \epsilon = \epsilon_c = \epsilon_r$

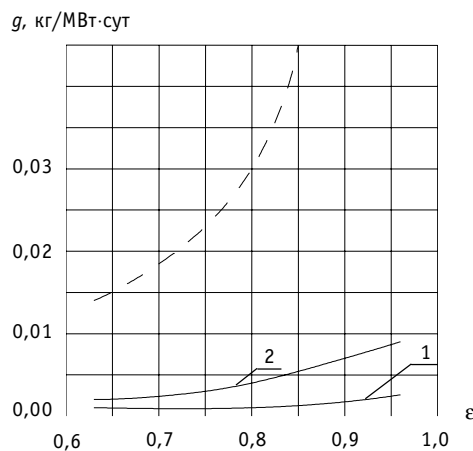


Рис. 3. Расход топливной композиции:
 — вариант А: 1 — g_r ; 2 — g_c ;
 — — — вариант Б

виях и набора представительной статистики повреждений будет подтверждена допустимость достижения сырьевыми твэлами флюенса порядка 10^{28} м^{-1} , то вариант А позволит существенно уменьшить интенсивность рефабрикации шаровых твэл. Альтернативой может стать введение промежуточного передела сырьевых твэл без химической переработки топливного материала (смена оболочки). В этом случае флюенс, набираемый оболочечным материалом, будет меньше, чем у топлива. Можно ожидать, что в реакторе с шаровыми твэлами проблема распухания и деформирования компонентов активной зоны при глубоком выгорании топлива не будет иметь такой остроты, как в традиционной кассетно-стержневой активной зоне РБН.

С какой скоростью должны перерабатываться твэлы в рассматриваемом РБН при разных диаметрах твэл показано в табл. 1. При реализации принципа МПАЗ и его преимуществ скорость извлечения твэл из реактора и последующей загрузки должна быть в 5÷10 раз выше указанной в табл. 1.

Параметром, который обеспечивает постоянство критичности реактора, является α . В варианте А он мало меняется в зависимости от величины ϵ_c и имеет слабо выраженный минимум $\alpha_{\min} = 0,066$ при $\epsilon_c \approx 0,8$. Долю α можно оперативно менять при отклонениях состава загружаемого топливного материала от номинального путем изменения скорости загрузки (выгрузки) топливных твэл. Более

Таблица 1

**Интенсивности рефабрикации шаровых твэл
(КИУМ=0,7)**

d , мм	Интенсивность, шт/ч		
	Вариант А ($\epsilon_c = 0,85$; $\epsilon_r = 0,70$)		Вариант Б ($\epsilon = 0,75$)
	топливные твэлы	сырьевые твэлы	
10	36	136	660
15	11	40	200
20	5	17	80

консервативен параметр α в варианте Б, поскольку его изменение связано с перестройкой процесса формирования уран-плутониевой смеси. В рассматриваемом здесь случае $\alpha_{\min} = 0,121$ для варианта Б, т.е. почти в два раза больше, чем в варианте А.

Для обеспечения закрытого топливного цикла необходимо, чтобы был соблюден баланс по плутонию и не появлялись в значительном количестве его излишки, а с другой стороны, была гарантирована критическая масса делящегося материала. Поскольку изотопный состав плутония в процессе выгорания меняется, удобно эквивалентировать по реактивности весь плутоний к основному делящемуся изотопу ^{239}Pu . В качестве весовых коэффициентов принимаются ξ_i , вычисляемые с помощью теории возмущений. Величина наработки избыточного эквивалентного плутония при различной пористости топливно-сырьевой композиции представлена на рис. 4.

В варианте А нулевой баланс по плутонию достигается с помощью приемлемой плотности топлива на уровне 75% от теоретической. Состав выгружаемого топлива и относительные реактивности для этого случая приведены в табл. 2. Интеграл реактивности $J = 0,5302$.

Данные из табл. 2 свидетельствуют, что изотопный состав плутония в топливных твэлах ухудшается. Если один килограмм загружаемого плутония эквивалентен по реактивности 0,727 кг ^{239}Pu , то один килограмм выгружаемого из топливных твэлов плутония эквивалентен 0,616 кг ^{239}Pu . Значительно более качественным является плутоний из сырьевых твэлов. В данном случае один килограмм его эквивалентен 0,818 кг ^{239}Pu .

Вариант Б не позволяет достичь нулевого баланса по плутонию и нужно снижать избыточный поток плутония другим способом. Таковым может быть изменение высоты насыпной активной зоны (в данном случае, ее уменьшение). Небольшое количество избыточного плутония, по-видимому, будет необходимо, если

$g_{\text{изб}} \text{ э, } 10^{-3}, \text{ кг экв Pu/МВт-сут}$

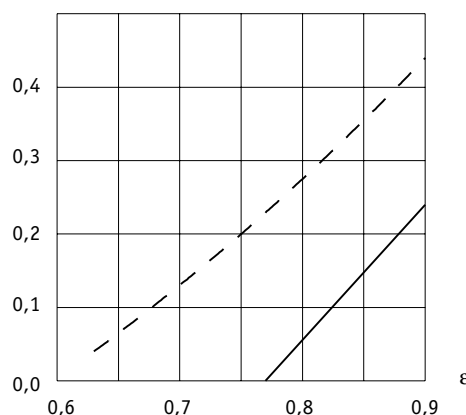


Рис. 4. Нарботка избыточного плутония:
— вариант А; - - - вариант Б

Таблица 2

Состав ОЯТ в варианте А с нулевым балансом по плутонию, доли от первоначально загруженного тяжелого металла

Изотоп	Топливные твэлы	Сырьевые твэлы	Относительная реактивность
^{238}U	0	0,6794	-0,0355
^{239}Pu	0,3034	0,0840	1
^{240}Pu	0,2934	0,0279	0,0802
^{241}Pu	0,0710	0,0090	1,451
^{242}Pu	0,0329	0,0005	0,0510
ПД*	0,2993	0,1992	-0,1069

* В продукты деления (ПД) включены малые актиниды

учесть некоторые потери его при переработке и уход вместе с продуктами деления и, кроме того, компенсацию неполной очистки ОЯТ от последних. При регенерации неизбежны также и некоторые потери металла оболочек твэл.

Если принять, что рассмотренный выше реактор будет работать на тепловой мощности 2100 МВт (как и БН-800) с КИУМ = 0,7, то за срок службы 30 лет будет израсходовано около 20 т отвального урана и наработано примерно такое же количество продуктов деления. Объем последних не превысит ~2,5 м³, что позволит хранить их под контролем в виде капсул на территории атомной станции.

Литература

1. Усынин Г.Б., Усынина С.Г. Об использовании концепции насыпной активной зоны для РБН// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2001. – № 3.
2. Усынин Г.Б., Карабасов А.С., Чирков В.А. Оптимизационные модели реакторов на быстрых нейтронах. – М.: Атомиздат, 1993.
3. Усынин Г.Б., Петров А.В., Усынина С.Г. Возможности интегрированного топливного цикла в достижении экологической приемлемости атомных станций//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1998. – № 4.
4. Усанов В.И. Докторская диссертация. – ФГУП ФЭИ, 2002.
5. Erjaik S.I. Low-activation fission materials development and related nuclear data needs. Proc. of Advisory Group Meetings IAEA – 572. Vienna 1990. – P. 53.
6. Конн Р.У., Чуянов В.А., Иное Е. и др. Международный термоядерный экспериментальный реактор. В мире науки (Scientific American). – М.: Мир, 1992. – № 6.
7. Стумбур Э.А. Применение теории возмущений в физике реакторов. – М.: Атомиздат, 1976.

Поступила в редакцию 31.01.2005

in waste store. According to the accepted concept of the First NPP decommissioning waste store will localize for a long time - term conservation under monitoring.

УДК 621.039.564

To a Question of Metrological Ensuring of Determination of Burnup of the Irradiated Nuclear Fuel an Overload \S.G. Oleynik O. V. Maslov, L.L. Kalnev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 5 pages. – References, 13 titles.

Questions of metrological ensuring of a procedure of the determination of burnup of the irradiated nuclear fuel in real time an overload are considered. Feature of a procedure consists in that, that for account of burnup is not required preliminary knowledge of initial enrichment and cooling time. Determined sources of inaccuracy, stages of information handling, which can bring about the appearance of additional inaccuracy. The carried out analysis has allowed to estimate inaccuracy value of determination of burnup and to offer ways of decrease of a inaccuracy.

УДК 621.039.52

Closed and Insulated (on site) Fuel Cycle of Nonconventional Fast Reactor \G.B. Usynin, A.A. Kravchenko, S.G. Usynina; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 6 pages, 4 illustrations, 2 tables. – References, 7 titles.

The analysis of fuel cycle closed on site for pebbly bed fast reactor is carried out. The opportunities of deep burnout of slag-heap uranium are discussed. Two variants are considered: with the mixed U-Pu fuel composition and with separate accommodation of plutonium and uranium nitrides in different fuel elements. Conditions of achievement in the closed fuel cycle of zero balance of plutonium are shown.

УДК 621.039.5

Experimental Investigations in the Substantiation of Application of Eutectic Li (17) Pb (83) in Blanket of Tokamak \A.V. Beznosov, A.V. Semyonov, V.L. Constantinov, O.V. Baranova, S.A. Cuzminich; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 8 pages, 8 illustrations, 2 tables. – Reference, 2 titles.

The experimental data received at a substantiation of application of eutectic Li (17) Pb (83) in power contour of system of transformation by thermal energy blanket tokamak presented. Dependences of the electrophysical characteristic – $\rho\delta$ electroinsulating coating from regime and other parameters are determined. Probes carried out on samples from an austenitic steel, over the range temperatures up to 500°C, the contents of an impurity of oxygen in coolant on a saturation line etc.

УДК 621.039.52:615.849.1

Heavy Water Reactor Abilities in Neutron Therapy of Malignant Tumors \Yu.A. Kurachenko, Yu.A. Kazansky, V.A. Levchenko, Eu.S. Matusevich; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 10 pages, 4 illustrations, 3 tables. – References, 13 titles.

Utilization possibility of the HWR neutron beams in neutron therapy was analyzed. Calculation series were performed in order to provide optimal beam channel arrangement and filter materials for desired beam output quality. It was stated that the HWR capacity of 50 MW is enough to ensure thermal neutron beam, suitable for neutron therapy.