ГЛОБАЛЬНАЯ ЯДЕРНАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, 2019 №3(32), С. 89–101

ЭКСПЛУАТАЦИЯ ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

УДК: 621.039.52

ПУТИ ПОВЫШЕНИЯ КОЭФФИЦИЕНТА ВОСПРОИЗВОДСТВА БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ С ОКСИДНЫМ ТОПЛИВОМ И НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

© 2019 А.К. Арутюнян, С.Б. Выговский, А.Г. Хачатрян

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

В настоящей работе приведены результаты численных исследования, пути повышения коэффициента воспроизводства быстрых реакторов с оксидным топливом и натриевым теплоносителем. Целью данной работы является исследование и обнаружение топлива или топливного сочетания с наилучшими технико-экономическими показателями для реакторной установки БН-800, которые позволят улучшить не только экономические показатели, но и эффективность всего предреакторного цикла. Так как со временем во всем мире обостряются проблемы связанные с уменьшением количества U^{235}, которые приводят к повышению его цены и увеличению количества, накопленного Pu, который в начальном времени был получен в рамках военной промышленности. Но сегодня уже от переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ) ВВЭР и РБМК возникает необходимость нахождения путей направленных на компенсирование этих явлений с приоритетом надежной и безопасной эксплуатации ядерной установки. В работе рассмотрены влияния нескольких важнейших факторов на экономические показатели и эксплуатационные характеристики реактора. Этими факторами являются использование разных топлив и топливных сочетаний, геометрические размеры реактора, распределение обогащенного топлива в активной зоне, а также изменение удельного объема топлива в разрешенных пределах. Исследования проводились на базе программного комплекса Time26 и N3D. Так же для расчетов использовались программы Excel и Mathcad.

Ключевые слова: коэффициент воспроизводства, коэффициент неравномерности, топливный цикл, активная зона.

Поступила в редакцию 26.06.2019
После доработки 22.08.2019
Принята к публикации 27.08.2019

Введение

По данным Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ), потенциальное повышение эффективности быстрых реакторных систем, работающих в полностью замкнутом цикле, для эффективности использования ядерного топлива и утилизации отходов – и их последствий для устойчивости – широко признано, и во многих странах продолжается активное развитие по технологиям реактора, теплоносителя, топлива и топливного цикла [1].

Замыкание топливного цикла является важнейшей составной частью программы развития ядерной энергетики. При его осуществлении обеспечивается наиболее полное использование ^{238}U и трансурановых материалов, накапливающихся в облученном топливе. Общее количество плутония, которое будет наработано в отработавшем топливе энергетических ВВЭР к возможному началу серийного ввода быстрых реакторов (2022 г.), составит 120-140 т. в зависимости от масштабов развития ядерной энергетики (40-60 ГВт). Начальная загрузка БН-800 энергетическим плутонием составит 3,6 т, ежегодная подпитка – около 0,7тонн. Следовательно, имеется возможность ввода и эксплуатации серии БН-800 в 2020-2030 гг. Для реализации

© Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», 2019

указанной задачи необходимо создание технологической цепочки: переработка отработавшего топлива ВВЭР – изготовление смешанного уран-плутониевого топлива для быстрых реакторов. По оценкам мощность завода по переработке отработавшего топлива ВВЭР должна составить ~1500 т/год, централизованного производства смешанного топлива – около 100 т/год, в том числе первой очереди около 50 т/год для пуска головного и первых серийных энергоблоков. Производство смешанного топлива должно создаваться с учетом унификации оборудования и внедрения мер, обеспечивающих возможность перехода на нитридное топливо после подтверждения его работоспособности при экономически приемлемом выгорании [2].

Роль воспроизводства в оценках энергетических ресурсов реактор-размножитель как неисчерпаемый источник энергии

Исследования топливного цикла показывают, что из заданного количества урана в быстром реакторе-размножителе можно получить в 60-80 раз больше энергии, чем в легководном. Хотя отношение количества ^{238}U к количеству ^{235}U равно 140, в легководном реакторе некоторое количество ^{238}U превращается в ^{239}Pu. Поэтому отношение коэффициентов использования урана в БН и в ЛВР оказывается существенно ниже 140. К тому же в детальном анализе топливного цикла необходимо учесть потери топлива при переработке. С учетом сказанного и получается выигрыш в 60-80 раз в эффективности использования топлива в БН. Это отношение можно немного снизить путем усовершенствования конструкции ЛВР и топливного цикла.

Ввиду того, что в легководных реакторах используется только малая доля урана, стоимость получаемой в них энергии чувствительна к цене природного урана, обычно отнесенного к 1 кг (или фунту) оксидного топлива U_3O_8. Следовательно, бедные руды (т.е. с малой концентрацией урана) оказываются экономически невыгодными для использования в ЛВР. Наоборот, из-за упомянутого выше фактора 60-80, характеризующего преимущество БН по сравнению с ЛВР в использовании топлива, стоимость энергии, производимой БН, нечувствительна к цене U_3O_8. Следовательно, руды с низким содержанием урана, непригодные для использования в ЛВР, а также уран, добываемый из морской воды, могут использоваться в БН.

Большая эффективность использования урана в сочетании с нечувствительностью к его цене означает, что быстрые реакторы-размножители представляют собой неисчерпаемый источник энергии, по крайней мере если понимать под этим обеспеченность энергией в течении многих тысяч лет. Точно так же торий является другим видом неисчерпаемых запасов топлива для БН, для воспроизводства торий менее эффективен, чем уран. Если же говорить о долгосрочных прогнозах развития энергетики для удовлетворения мировых потребностей, то следует выделить четыре типа неисчерпаемых источников, принципиально дающих решение энергетической проблемы: энергия ядерного деления в реакторах-размножителях, солнечная энергия (с учетом возобновляемых видов энергии солнца), термоядерная энергия и геотермальная энергия.

Хотя использование в БН сырьевого материала из руд с малым содержанием урана экономически оправдано (как показано выше), практическое освоение новых урановых рудников помимо тех, что удовлетворяют потребности легководных реакторов, может оказаться ненужным. Например, в настоящее время в США накопились достаточные запасы так называемого отвального урана, продукта заводов по газодиффузионному разделению. Этого запаса хватило бы для удовлетворения потребностей США в электрической энергии в течение нескольких сотен лет. Более того, количество этого складируемого урана будет расти до тех пор, пока не исчезнет потребность в ^{235}U для ЛВР [3]. Воспроизводство топлива в уран-плутониевом цикле

возможно только с помощью быстрых нейтронов, а в торий-урановом так же и с помощью тепловых нейтронов.[4]

Исследование с разными оксидными топливами

Для того чтобы определить какой вид топлива более приемлем со стороны коэффициента воспроизводства, был проведен нейтронно-физический расчет реактора на быстрые нейтроны с 800МВт электрической мощностью (БН-800). Геометрические размеры рассчитанного реактора не отличаются от реактора БН-800 расположенного в Белоярской атомной станции, которая выдала свой первый ток в энергосистему России в 10.12. 2015 года и бесперебойно работает до сих пор. Параметры активной зоны БН-800 с Мох топливом приведены в таблице 1 [5].

Таблица 1 – Параметры активной зоны БН-800 с МОХ топливом [Parameters of the core BN-800 with MOX fuel]

БН-800 Мох топливо	
Чисто ТВС активной зоны, шт.	565
Диаметр активной зоны, мм	2560
Высота активной зоны, мм	880
Размер ТВС под ключ, мм	94,5
Диаметр твэла, мм	6,9
Макс. запас реактивности, % Δk/k	3,6
Средняя энергонапряжонность МВт/м3	430
Макс. линейная мощность твэл, кВт/м	48

Активная зона реактора БН-800 окружена боковым экраном толщиной 40 см. Активная зона разделена на две зоны: зона малого обогащения (ЗМО) и зона большого обогащения (ЗБО). Можно выбрать толщины ЗМО и ЗБО из условий равенства объемов обеих зон, тогда ΔR(ЗМО) = $\mathbf{R}_{АЗ}/\sqrt{\mathbf{2}}$; ΔR(ЗБО) = RАЗ – ΔR(ЗМО) или из каких-либо иных соображений. Затем выбрать «скачок» обогащений, т.е. отношение обогащения топлива в ЗБО к обогащению топлива в ЗМО, например, х(ЗБО)/х(ЗМО). Потом выбрать 8 видов топлива [6]:

1. U(35,38)O2 ≡ U
2. Pu39O2 ≡ Pu
3. (U33 + Th32)O2≡U+Th
4. (Pu(39,40) + (U38))O2 ≡ O + U
5. (Pu(39,40) + (U(35,38)))O2 ≡ O+U(п)
6. (Pu(39,40,41,42) + U38)O2 ≡ Э + U
7. (Pu(39,40,41,42) + U(35-38))O2 ≡ Э+U(п)
8. (Pu(39,40,41,42) + Th32)O2 ≡ Э +Th

1 – представляет собой традиционный диоксид урана, 2 – чистый диоксид 239-ой плутония, 3 – оксидное топливо в активной зоне 233U и 232Th, а в боковом экране чистый 232Th, 4 – оксидное топливо с оружейным плутонием, в состав которого входит 239Pu – 93 % и 240Pu – 7 % и чистый 238U, 5 – оружейный плутоний с природным ураном 238U = 99,29 % и 235U = 0,71 %, 6 – энергетический плутоний, который состоит из 239Pu = 60 %, 240Pu = 25 %, 242Pu = 11 %, 242Pu = 4% и чистый 238U, 7 – энергетический плутоний с природным ураном, 8 – энергетический плутоний с торием.

Расчет приведен для свежего и средноизотоаического состава топлива. Результаты расчетов показаны в таблице 2.

Таблица 2 – Расчет для свежего и средноизотоаического состава топлива [Calculation for fresh and medium isotope composition of fuel]

Кэфф= 1	U	Pu	U+Th	O +U	O+U(п)	Э +U	Э+U(п)	Э +Th
X %	15,09	11,98	12,7	12,52	12,22	14,99	14,17	17,92
КВАЗ	0,644	0,913	0,867	0,952	0,918	1,046	1,023	0,997
КВБЭ	0,133	0,165	0,107	0,162	0,166	0,18	0,177	0,138
КВР	0,777	1,078	0,974	1,114	1,084	1,226	1,2	1,135
КВАЗСР	0,701	0,887	0,835	0,925	0,902	1,0022	0,984	0,963
КВБЭСР	0,145	0,173	0,115	0,173	0,179	0,119	0,188	0,142
КВРСР	0,846	1,063	0,95	1,098	1,081	1,192	1,172	1,105

Как видно из таблицы 2 энергетический плутоний с чистым U238 имеет самый высокий коэффициент воспроизводства в активной зоне и получается больше единицы. Но с экономической точки зрения отчистка или обеднение урана – затратный процесс, и для поддержания реактора в критичном состоянии необходимо немного увеличить обогащение топлива по сравнению с энергетическим плутонием с природным ураном. Для дальнейшего исследования из всех вышеперечисленных топливных видов выберем оружейный плутоний с природным ураном и энергетический плутоний с природным ураном. Рассмотрим влияние геометрических размеров на основные параметры реактора, в основном на КВ (Коэффициент воспроизводства). Высокая концентрация горючего в твэлах БН делает особенно острой проблему энергонапряженности, но одновременно снижает вероятность поглощения нейтронов конструкционными материалами, теплоносителем (что облегчает его выбор) и осколками деления. В этом отношении высокое обогащение способствует сохранению высоких значений КВ в реальных конструкциях. Высокая концентрация горючего вызывает необходимость достижения глубокого выгорания горючего, как по экономическим соображениям, так и с точки зрения темпов воспроизводства [7].

Рассмотрим влияние геометрических размеров на $КВ_{АЗ}$. Для исследования приведем несколько активных зон с разными геометрическими размерами (табл. 3). Начнем с увеличения диаметра активной зоны за счет уменьшения энергонапряженности реактора. Можем определить объем активной зоны:

$$V = \frac{Q}{q_v} \quad . \tag{1}$$

Определим диаметр активной зоны:

$$D_0 = \sqrt{\frac{4 \cdot V_0}{\pi \cdot H_0}} \quad . \tag{2}$$

Эффективная высота эффективной зоны:

$$K_z \cdot \mathrm{Sin}\left(\frac{\pi \cdot H}{2 \cdot H_{eff}}\right) = \left(\frac{\pi \cdot H}{2 \cdot H_{eff}}\right). \tag{3}$$

Таблица 3 – Зависимость КВ от объема активной зоны и от ее высоты [The dependence of the CV of the volume of the active zone and the height of the active zone]

$K_{эфф} = 1$		О + U(п)	Э + U(п)
$q_v = 350$ кВт/л R = 150 H = 88 см	X - %	12	14,12
	$КВ_{АЗ}$	0,937	1,043
	$КВ_{БЭ}$	0,128	0,137
	$КВ_{Р}$	1,065	1,181
$q_v = 300$ кВт/л R = 162,5 H = 88 см	X - %	11,9	14,01
	$КВ_{АЗ}$	0,945	1,057
	$КВ_{БЭ}$	0,112	0,12
	$КВ_{Р}$	1,057	1,172
$q_v = 250$ кВт/л R = 78 H = 88см	X - %	11,84	13,91
	$КВ_{АЗ}$	0,954	1,061
	$КВ_{БЭ}$	0,098	0,103
	$КВ_{Р}$	1,052	1,161
$K_{эфф} = 1$ $K_г > 1,7$ $q_v = 300$ кВт/л		О + U(п)	Э + U(п)
R = 196,8 H = 60 $H_{ЭФФ} = 85$см	X - %	13,22	15,48
	$КВ_{АЗ}$	0,836	0,936
	$КВ_{БЭ}$	0,069	0,085
	$КВ_{Р}$	0,905	1,021
R = 162,5 H = 8 $H_{ЭФФ} = 120$ см	X - %	11,9	14,01
	$КВ_{АЗ}$	0,945	1,057
	$КВ_{БЭ}$	0,112	0,12
	$КВ_{Р}$	1,057	1,172
R = 148,8 H = 105 $H_{ЭФФ} = 160$см	X - %	11,23	13,2
	$КВ_{АЗ}$	1,012	1,124
	$КВ_{БЭ}$	0,142	0,152
	$КВ_{Р}$	1,154	1,276

Из рассматриваемых вариантов оптимальным выбором активной зоны является q_v = 300 кВт/л. С увеличением диаметра активной зоны увеличивается КВ и чем больше, тем лучше. Но это приводит к уменьшению КВ в боковом экране, что уменьшает его эффективность. Уменьшение утечки нейтронов из активной зоны приводит к уменьшению начального обогащения топлива, что с точки зрения экономики очень выгодно, но также приводит к увеличению НПЭР-а (натриевый пустотный эффект реактивности).

Был проведен расчет для выравнивания радиального тепловыделения. Для этого мы выбрали, как делящий материл энергетического плутония в первом случае с природным ураном, так и с торием во втором случае, и разделили активную зону на 3 зоны, пытаясь приблизить значение $К_г$ к единице. Результаты на рисунке 1. Получается, что выравнивание энерговыделния приводит к уменьшению КВ.

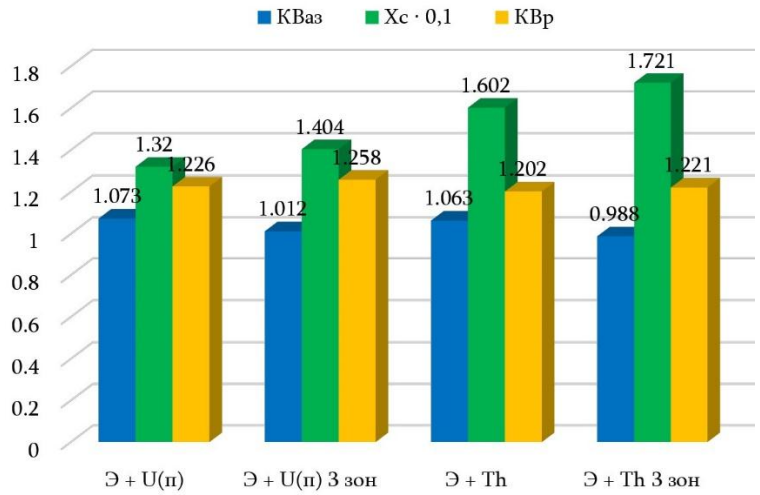


Рисунок 1 – Зависимость КВ из Kr (коэффициента неравномерности) [Dependence of the coefficient of reproduction on the coefficient of unevenness]

Как известно КВ можно увеличить с помощью увеличения объемной доли топлива в 1 $см^3$. Для увеличения объемной доли топлива необходимо сделать теплогидравлический расчет. Так как МОХ-топливо не обладает высокой теплопроводностью, необходимо тщательно рассмотреть каждую деталь. Его температура плавления очень высокая, но из-за маленькой теплоправодности перепад температуры в топливном сердечнике получается велик и в течении кампании реактора, то есть с глубиной выгорания она всегда поднимается и уже в конце кампании достигает своего максимального значения. Необходимо определить уровень увеличения и запаса до температуры плавления, за счет чего можно увеличить объемную долю.

Термическое расширение

Коэффициенты термического расширения топлива и оболочки определяют величину зазора между ними при выходе твэла на мощность. Коэффициенты термического расширения UO_2, PuO_2 и МОХ-топлива имеют близкие значения и могут быть с хорошей точностью описаны уравнением (4) [8]:

Для высокого температурного интервала, вплоть до температуры плавления:

$$L(T) = L(273)\cdot(9{,}9672\cdot10^{-1} + 1{,}179\cdot10^{-5}\cdot T - 2{,}429\cdot10^{-9}\cdot T^2 + 1{,}219\cdot10\text{-}12\cdot T^3)$$
$$\alpha_{ср} = 1{,}1833\cdot10^{-5} - 5{,}013\cdot10^{-9}\cdot T + 3{,}756\cdot10^{-12}\cdot T2 - 6{,}125\cdot10^{-17}\cdot T^3 \quad (4)$$

Отклонение от стехиометрии в сторону застехиометрии повышает коэффициенты термического расширения оксидного топлива, а в сторону достехиометрии – понижает. Влияние нестехиометрии может быть учтено с помощью следующего множителя: [1+(3,9±0,9)·x], где x – отклонение от стехиометрии. Для смешанных уран-плутониевых оксидов термическое расширение при температуре T определяется как средняя величина из соответствующих значений для UO_2 и PuO_2, пропорционально их массовой доле. Увеличение концентрации плутония в МОХ-топливе приводит к снижению коэффициента термического расширения при низких температурах и его повышению при высоких температурах.

Расчет теплового расширения по радиусу

Расширение внутренней оболочки и топливного сердечника при максимальной температуре (рис. 2):

$$d_{Обвн} = d_{Обв} + \alpha \cdot (T_{об} + 1) = 6.1 + 1.8 \cdot 10^{-5} \cdot 591 \approx 6{,}011\ мм$$

$$d_{топ} = d_{топ} + 1{,}256 \cdot 10^{-5} \cdot 1480 \approx 6{,}02\ мм \quad (5)$$

$$\delta_{гзн} = (d_{Обвн} - d_{топ}) \approx 0{,}001\ мм$$

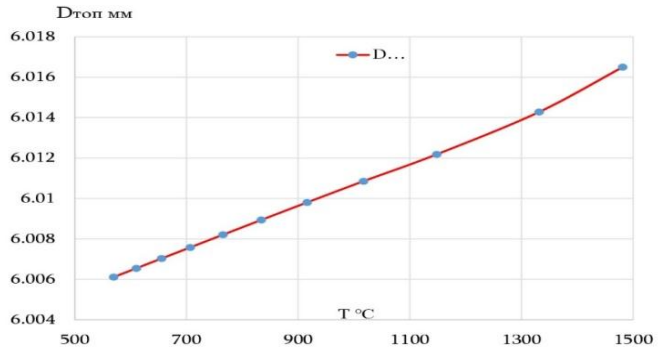


Рисунок 2 – Зависимость расширения топливной таблетки от температуры [The dependence of the expansion of the fuel pellets on temperature]

После расширения и распухания уменьшается газовый зазор и в конце кампании, когда температура внутри таблетки достигает своего максимального значения, газовый зазор между оболочкой твэла на мощность. Коэффициенты термического расширения UO2, PuO2 и МОХ-топлива и таблеткой почти исчезает. За счет этого перепад температуры в газовом зазоре уменьшается и становится минимальным, которое способствует сохранению температурного режима в центре таблетки. А в середине таблетки температура не превышает свое предельное значение.

Температура плавления. Величина температуры плавления является важной характеристикой ядерного топлива, так как она определяет допустимую мощность твэла. Температура плавления смешанных оксидов урана и плутония плавно понижается от температуры плавления UO2 (2847 ± 30°C) до температуры плавления PuO2 (2428 ± 35°C) по мере повышения в них концентрации оксида плутония. Отклонение от стехиометрического состава в области до или за стехиометрии, а также выгорание снижают температуру плавления смешанных оксидов. Последнее обстоятельство обусловлено физико-химическим взаимодействием матрицы топлива, как с продуктами деления, так и с оксидом америция Am2O3, температура плавления которого составляет 2197 ± 15°C. Принято считать, что при выгорании 100 ГВтсут/т температура плавления МОХ-топлива снижается приблизительно на 100 °C.

Теплопроводность МОХ-топлива

Радиальное распределение температуры в топливном сердечнике, а также максимальная температура в центре твэла определяется теплопроводностью **λ**, которая зависит от температуры, пористости, стехиометрического состава, размера зерен, характера и количества примесей и т.д. оксидного топлива. Теплопроводность оксидного топлива можно рассматривать, по крайней мере, как сумму трех составляющих: фононной или решеточной проводимости **λ** ф, фотонной или радиационной **λ** р и электронной (включая амбиполярную вызванную совместным перемещением зарядов обоих знаков, т.е. электронов и положительно заряженных ионов) **λ**е:

$$\lambda = \lambda_{ф} + \lambda_{р} + \lambda_{е} \quad (6)$$

В оксидном топливе основную роль в процессе переноса тепла при температурах ниже 1600-1500 К играет фононная составляющая теплопроводности, при температуре выше 1500 К оксидное топливо является полупроводником.

Первых двух составляющих в общую теплопроводность диоксида урана представлены на рисунке, из которого видно, что при высоких температурах вклад электронной составляющей теплопроводности превышает вклад фононной. Таким образом теплопроводность UO_2 теоретической плотности снижается с повышением температуры, достигая минимума при 1800-2000 К, а затем повышается вплоть до температуры плавления. Подобным образом ведет себя и теплопроводность МОХ-топлива.

Некоторые соотношения, описывающие температурную зависимость теплопроводности диоксида урана, содержат три члена, но в большинстве из них используются два члена: первый, который уменьшается с температурой, и второй, который возрастает с температурой. Эти два слагаемые соответствуют двум составляющим переноса тепла: фононной (снижающейся с температурой) и электронной (повышающейся с температурой). При этом в некоторых соотношениях последнее слагаемое может включать в себя другие составляющие (радиационную и амбиполярную). Чтобы найти распределение теплопроводности, надо знать теплопроводность таблетки в начале компании с учетом пористости и выгорания. Теплопроводность твердого $(U+Pu)O_2$, плотностью 95% теоретической определяется из следующего соотношения [9].

$$\lambda(\mathbf{T}) = \mathbf{1{,}158} \cdot \left(\frac{\mathbf{100}}{\mathbf{6{,}548 + 23{,}533 \cdot t}} + \frac{\mathbf{6400}}{\mathbf{t^{5/2}}} \cdot \mathbf{exp}\left(-\frac{\mathbf{16{,}35}}{\mathbf{t}}\right)\right) \quad (7)$$

Формула Хардинга и Мартина (Harding and Martin), которая широко используется в компьютерных программах для расчета температуры топлива, а также как основа для других соотношений, где t = T/1000, T температура в К, а множитель 1,158 необходим для пересчета значений коэффициента теплопроводности образцов (U+Pu)O2 с 95 на 100 % от теоретической плотности (ТП). Это выражение справедливо для температур от 298 до 3120 К.С помощью этого выражения можно получить распределение температуры в топливном сердечнике по радиусу соответственно для среднего и максимального напряженного топливного сердечника.

$$T_{\text{на}}^{\text{то}}(z) = T_{\text{ср}}^{\text{теп}} + x \cdot q_{l0} \cdot \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{H_0}\right) \cdot R_{\text{т}} \quad (8)$$

$$T_{\text{на}}^{\text{мах}}(z) = T_{\text{мах}}^{\text{теп}} + x \cdot q_{\text{мах}}^{l0} \cdot \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{H_0}\right) \cdot R_{\text{т}}$$

где X – доля генерированного тепла в твэлах принято 0,9 [10], $\mathbf{R}_{\text{т}}$ является общим термическим сопротивлением твэла [11].

$$R_{\text{Т}} = \frac{1}{\pi \cdot d_{\text{твэл}} \cdot \alpha(z)} + \frac{\ln\left(\frac{d_{\text{твэл}}}{d_{\text{твэл}} - 2 \cdot \delta_{\text{об}}}\right)}{2\pi\lambda_{\text{об}}} + \frac{\ln\left(\frac{d_{\text{твэл}} - 2 \cdot \delta_{\text{об}}}{d_{\text{топл}}}\right)}{2\pi\lambda_{\text{г.з.}}} \quad (9)$$

Но как показывал эксплуатационный опыт при работе реактора коэффициент теплопроводности (**λ**) падает из-за накопления продуктов деления и зависимость **λ** от глубины выгорания (**Bu**) облученного твердого (U + Pu)O2 с плотностью 95% от теоретической можно оценить следующим выражением [12]:

$$\lambda_{\text{топ}} = [0{,}1148 + 0{,}0035 \cdot \text{Bu} + 2{,}475 \cdot 10^{-4} \cdot (1 - 0{,}00333 \cdot \text{B}) \cdot \text{T}]^{-1} \qquad (10)$$

где T является локальной температурой топлива в °C и Bu – локальное выгорание топлива в 100 МВт·сут/кг.

Результат разницы теплопроводности для среднего и максимально напряженного твэла при 100 МВт·сут/кг глубины выгорания топлива приведен на рисунке 3.

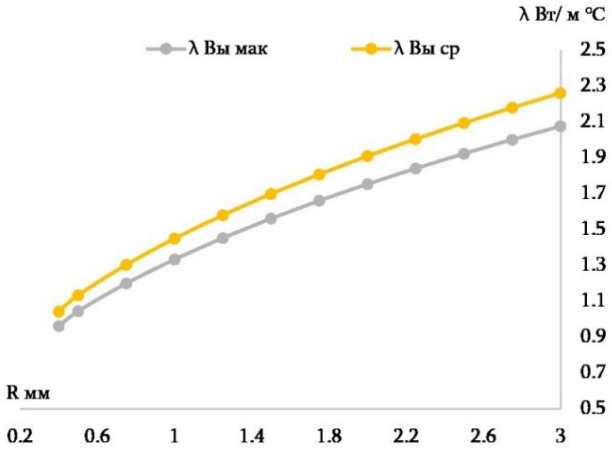


Рисунок 3 – Теплопроводность MOX-топлива, при выгорании 100 МВт·сут/кг [Thermal conductivity of MOX fuel at a burnout of 100 MW·day/kg]

Исходя из результатов проведенного расчета, смогли уменьшить диаметр центрального отверстия от 1,8 мм до 0,8 мм, а максимальную температуру, которая получается в поверхности центральной отверстии топливного сердечника для максимально напряженного и выгорающего топлива не больше 2420℃, что вполне находится в допущенном интервале. Необходимо отметить, что в среднем выгорание не превышает 80 МВт·сут/кг, а расчет был проведен для 100 МВт·сут/кг (рис. 4).

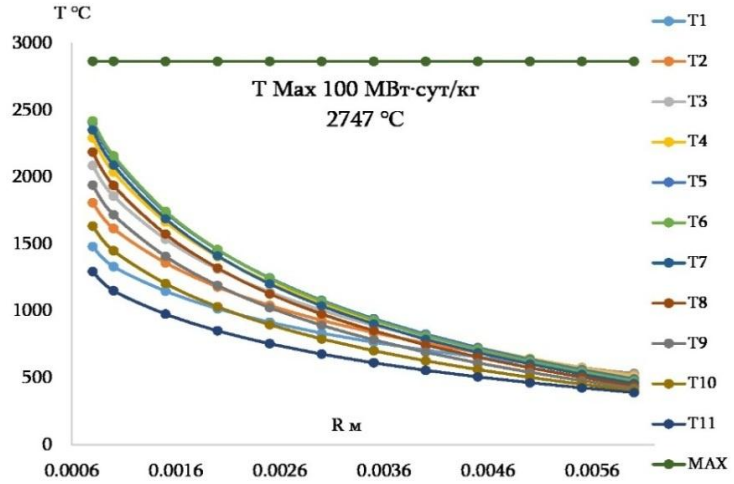


Рисунок 4 – Зависимость температуры твэла из глубины выгорания по радиусу [The dependence of the temperature of the fuel rod from the burnout depth along the radius]

Из теплогидравлического расчета стало известно, что можно увеличить объемную долю топлива с $\varepsilon_т = 0{,}4588$ до $\varepsilon_т = 0{,}4952$ за счет центрального отверстия без изменения внешнего диаметра таблетки и оболочки соответственно. Сейчас проводим тот же нейтронно-физический расчет уже с новым, более массивным топливом. Результаты расчета приведены в таблице 4.

Таблица 4 – Нейтронно-физический расчет для более массивного топлива [Neutron-physical calculation for more massive fuel]

$K_{эфф}$= 1 q_v = 300 кВт/л	Э + U(п)	Э + Th
$X_{ЗМО/ЗСО/ЗБО}$ - %	11,72/ 12,22 /17,65	14,29/15,18/20,54
Kr	1,11	1,11
$КВ_{АЗ}$	1,104	1,062
$КВ_{БЭ}$	0,267	0,269
$КВ_{Р}$	1,371	1,33
$КВ_{АЗс}$	1,043	1,013
$КВ_{БЭс}$	0,236	0,222
$КВ_{Рс}$	1,28	1,235

Как предполагали, увеличение объемной доли приводит к увеличению КВ. В средноизотопическом составе КВ активной зоны получается больше единицы.

Рассмотрим еще один вариант (табл. 5), поскольку торий также обладает высокими показателями, таких как сравнительно высокий КВ и сравнительно маленький НПЭР. Его можно добавлять в топливо вместо ^{238}U, как воспроизводящий материал с энергетическим плутонием.

Таблица 5 – Результаты проведенного расчета [Calculation results]

$K_{эфф}$= 1	Th = 0	Th = 12,5	Th = 0,25	Th = 0,5	Th = 0,75	Th = 1
X %	11,79/14,74	12,29/15,41	12,69/15,97	13,51/16,7	14,04/17,69	14,56/18,33
Kr	1,17	1,17	1,17	1,17	1,17	1,17
$КВ_{АЗ}$	1,117	1,121	1,123	1,115	1,1	1,076
$КВ_{БЭ}$	0,227	0,231	0,235	0,234	0,233	0,23
$КВ_{Р}$	1,343	1,352	1,358	1,35	1,333	1,306
$КВ_{АЗСР}$	1,056	1,064	1,066	1,06	1,045	1,022
$КВ_{БЭСР}$	0,213	0,201	0,199	0,195	0,191	0,188
$КВ_{РСР}$	1,269	1,264	1,264	1,314	1,236	1,21

Из таблицы 5 видно, что увеличение количества торий в топливе сначала приводит к увеличению $КВ_{АЗ}$, а потом к падению. Но с увеличением количества торий увеличивается доля делящегося материалов необходимых для поддержания реактора в критичном состоянии.

Заключение

Расчеты показывали, что применение МОХ топлива в быстрых реакторах приводит к существенному увеличению $КВ_{АЗ}$, примерно 1,4 раза. Так же геометрические размеры играют существенную роль, как на теплогидравлических параметрах, так и на нейтронно-физических характеристиках. Энерговыравнивание приводит к уменьшению $КВ_{АЗ}$. В конце было доказано, что увеличение объемной доли топлива в 1 см^3 объеме приводит к росту $КВ_{АЗ}$ и был получен $КВ_{АЗ}$ больше чем на обычных вариантах в 1,071 раза и применение смесь тория и урана как воспроизводящий материл также приводит к росту $КВ_{АЗ}$ в активной зоне приблизительно в 1,01 раза.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Larson A. Rapid Advancements for Fast Nuclear Reactors. POWER. – URL: https://www.powermag.com/rapid-advancements-for-fast-reactors/?pagenum=1 (the date of circulation: 08/05/2019)
2. *Рачков, В. И.* Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200 / В. И. Рачков, В. М. Поплавский, А. М. Цибуля, Ю. Е. Багдасаров // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108, вып. 4. – С. 202-206.
3. *Уолтер, А.* Реакторы-размножители на быстрых нейтронах / А. Уолтер, А. Рейнольдс. – Москва : Энергоатомиздат, 1986. – 623 с.
4. *Ринейский, А. А.* Инжиниринг энергоблока с реактором на быстрых нейтронах БН-800 / А. А. Ринейский // Атомные стратеги. – 2006. – № 23. – С. 49-60
5. *Ишханов, Б. С.* Реакторы на быстрых нейтронах / Б. С. Ишханов, М. Е. Степанов, Т. Ю. Третьякова // Ядерная физика и человек URL: http://nuclphys.sinp.msu.ru/mfk/mfk09.pdf (дата обращения: 08.05.2019).
6. *Апсэ, В. А.* Использование программы TIME26 в курсовом проектировании быстрых реакторов и электроядерных установок / В. А. Апсэ, А. Н. Шмелев. – Москва : Изд-во МИФИ. – 2008. – 63 с.
7. *Лейпунский, А. И.* Реакторы на быстрых нейтронах / *А. И. Лейпунский* // Атомная энергия. – 1974. – Том 36, вып. 5. – С. 341-355.
8. *Калин, Б. А.* Ядерные топливные материалы / Б. А. Калин, П. А. Платонов, И. И. Чернов, Я. И. Штромбах. – Москва : Изд-во МИФИ 2008. – Т. 6, ч.2. – 672 С.
9. *Синяткин, Е. Ю.* Теплофизические свойства твердого диоксида урана в рабочем диапазоне температур современных ВВЭР / Е. Ю. Синяткин, А. В. Кузьмин // XVII международная научно-практическая конференция: Современные техника и технологии: материалы международной конференции, Томск, 18-22 апрель 2011 г. – Томск : Томский политехнический университет, 2011. – С. 263-264.
10. *Kannan, I.* Power Reactors. NPTEL, Mechanical Engineering. – URL: https://nptel.ac.in/courses/112101007/1 (the date of circulation: 04/27/2019).
11. *Дементьев, Б. А.* Ядерные энергетические реакторы / Б. А. Дементьев. – Москва : Энергоатомиздат, 1984. – 280 С.
12. *Kuzmin A.V., Yurkov M.M.* Thermal conductivity coefficient UO2 of theoretical density and regular stoichiometry : Thermophysical Basis of Energy Technologies. MATEC Web of Conferences. Tomsk, Jan. 2017.

REFERENCES

[1] Larson A. Rapid Advancements for Fast Nuclear Reactors. POWER. URL: https://www.powermag.com/rapid-advancements-for-fast-reactors/?pagenum=1 (the date of circulation: 08/05/2019)

[2] Rachkov V.I., Poplavskiy V.M., Tsibulya A.M., Bagdasarov YU.Ye. Kontseptsiya perspektivnogo energobloka s bystrym natriyevym reaktorom BN-1200 [The Concept of Promising Power Unit with BN-1200 Fast Sodium Reactor]. Atomnaya energiya [Nuclear Energy]. 2010. T. 108, issue 4. P. 202-206 (in Russian).

[3] Uolter A., Reynol'ds A. Reaktory-razmnozhiteli na bystrykh neytronakh [Fast Neutron Breeder Reactors]. Moskva [Moscow]. Energoatomizdat, 1986. 623 p. (in Russian).

[4] Rineyskiy A.A. Inzhiniring energobloka s reaktorom na bystrykh neytronakh BN-800 [Engineering Unit with Fast Neutron Reactor BN-800]. Atomnyye strategi [Atomic strategies]. 2006. № 23. P. 49-60 (in Russian).

[5] Ishkhanov B.S., Stepanov M.Ye., Tret'yakova T.Yu. Reaktory na bystrykh neytronakh [Fast Neutron Reactors]. Yadernaya fizika i chelovek [Nuclear Physics and Human] URL: http://nuclphys.sinp.msu.ru/mfk/mfk09.pdf (date of application: 08.05.2019).

[6] Apse V.A., Shmelev A.N. Ispol'zovaniye programmy TIME26 v kursovom proyektirovanii bystrykh reaktorov i elektroyadernykh ustanovok [The Use of the TIME26 Program in course Design of Fast Reactors and Power Plants]. Moskva [Moscow]. Izd-vo MIFI 2008. 63 p. (in Russian).

[7] Leypunskiy A.I. Reaktory na bystrykh neytronakh [Fast Neutron Reactors]. Atomnaya energiya [Nuclear Energy]. 1974. – T 36, issue 5. P. 341-355 (in Russian).

[8] Kalin B.A., Platonov P.A., Chernov I.I., Shtrombakh Ya.I. Yadernyye toplivnyye materialy [Nuclear Fuel Materials]. Moskva [Moscow]: MEPhI Publishing House 2008. T. 6, Part.2. 672 p. (in Russian).

[9] Sinyatkin Ye.Yu, Kuz'min A.V. Teplofizicheskiye svoystva tverdogo dioksida urana v rabochem diapazone temperatur sovremennykh VVER [Thermophysical Properties of Solid Uranium Dioxide in the Working Temperature Range of Modern WWER]. XVII mezhdunarodnaya nauchno-prakticheskaya konferentsiya [XVII International Scientific and Practical Conference]: Sovremennyye tekhnika i tekhnologii [Modern Techniques and Technologies]: materialy mezhdunar. Konf [Materials of the International Conference]. Tomsk, 18-22 April 2011 – Tomsk: Tomskiy politekhnicheskiy universitet [Tomsk Polytechnic University]. 2011. P. 263-264 (in Russian).
[10] Kannan I. Power Reactors. NPTEL, Mechanical Engineering. – URL: https://nptel.ac.in/courses/112101007/1 (the date of circulation: 04/27/2019).
[11] Dement'yev B.A. Yadernyye energeticheskiye reaktory [Nuclear Power Reactors]. Moskva [Moscow]. Energoatomizdat, 1984. 280 p. (in Russian).
[12] Kuzmin A.V., Yurkov M.M. Thermal conductivity coefficient UO2 of theoretical density and regular stoichiometry : Thermophysical Basis of Energy Technologies. MATEC Web of Conferences. Tomsk, Jan. 2017.

Ways to Improve the Coefficient Reproduction of Quick Reactors with Oxide Fuel and Sodium Coolant

A.K. Harutyunyan[1], S.B. Vygovskiy[2], A.G. Khachatryan[3]

National Research Nuclear University Moscow Engineering Physics Institute (NRNU MEPhI), Kashirskoye shosse, 31, Moscow, Russia 1154091
[1]ORCID iD: 0000-0003-1281-0791
Publons: Aram Harutyunyan
e-mail: aram5041@outlook.com
[2]ORCID iD: 0000-0002-9995-1222
WoS Researcher ID: P-5608-2018
e-mail: vigovskii@mail.ru
[3]ORCID iD: 0000-0002-1785-5342
WoS Researcher ID: P-5318-2018
e-mail: artsrun-khachatryan@mail.ru

Abstract – This article presents the results of a numerical study of ways to increase the reproduction rate of fast reactors with oxide fuel and sodium coolant. The purpose of this work is to study and detect fuel or fuel combination with the best technical and economic indicators for the BN-800 reactor facility which will increase not only economic indicators but also the efficiency of the entire pre-reactor cycle. Since over time the problems associated with a decrease in the amount of U^{235} which leads to an increase in its price and an increase in the amount of accumulated Pu which in the initial time is obtained in the framework of the military industry, worsen throughout the world. But today there is a need to look for ways to compensate for these phenomena with the priority of reliable and safe operation of a nuclear installation from the reprocessing of spent nuclear fuel (spent nuclear fuel) from WWER and RBMK. The paper examines the effects of several important factors on the performance of the reactor and on economic performance. These factors are the use of different fuels and fuel combinations, the geometrical dimensions of the reactor, the distribution of enriched fuel in the core, as well as the change in the specific volume of fuel within the permitted limits.

Keywords: reproduction rate, non-uniformity coefficient, fuel cycle, reactor core.