
**ЭКСПЛУАТАЦИЯ ОБЪЕКТОВ
АТОМНОЙ ОТРАСЛИ**

УДК 621.039.52

**ИССЛЕДОВАНИЕ СПОСОБОВ ПОВЫШЕНИЯ КВ В БЫСТРЫХ
РЕАКТОРАХ С МОХ-ТОПЛИВОМ СТРЕМЯСЬ К
МИНИМАЛЬНЫМ ЗНАЧЕНИЯМ НПЭР**

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

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

В данной работе приведены результаты численных исследований возможности увеличения безопасности путем применения разных видов топлива и топливного сочетания для реакторов БН с натриевым теплоносителем. Целью данной работы является исследование и обнаружение топлива или топливного сочетания с наилучшими технико-экономическими показателями и условиями безопасности для реакторной установки БН-800, которое позволит улучшить не только экономические показатели, но и эффективность всего предреакторного цикла. Так как со временем во всем мире обостряются проблемы, связанные с уменьшением количества ^{235}U , которые приводят к повышению его цены и увеличению количества, накопленного Pu, который в начальном времени был получен в рамках военной промышленности. На сегодняшний день от переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ) ВВЭР и РБМК уже возникает необходимость искать пути, которые будут направлены на компенсирование этих явлений с приоритетом надежной и безопасной эксплуатации ядерной установки. Как показатель надежной и безопасной эксплуатации ЯЭУ, в рассмотренном случае является НПЭР (Натриевый Пустотный Эффект Реактивности). Получение высоких значений этой величины приводит к снижению безопасной эксплуатации ЯЭУ и заставляет искать не только пути повышение КВ, но и пути, которые приведут к получению минимальных значений НПЭР с максимальным КВ. В расчетах, направленных на уменьшение НПЭР минимальным значением КВ принято считать $\text{КВ} \geq 0,95$. В работе рассмотрены влияние нескольких важнейших факторов на эксплуатационные характеристики реактора и на экономические показатели. Этими факторами являются использование разных видов топлива и топливных сочетаний, геометрические размеры реактора, распределение обогащенного топлива в активной зоне, а также изменение удельного объема топлива в разрешенных пределах. Рассмотрев влияние геометрических размеров на НПЭР, был изменен размер активной зоны за счет изменения удельного тепловыделения и объемной доли топлива. В активную зону введено топливо, ядра которого можно сказать не имеют спектральную зависимость от количества натрия. 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, натриевый пустотный эффект реактивности.

Поступила в редакцию 26.06.2019

После доработки 23.09.2019

Принята к публикации 27.09.2019

Введение

Реактор БН-800 отличается от реактора БН-600 рядом значительных усовершенствований, направленных на повышение надежности и безопасности, в частности [1]:

– изменена конструкция активной зоны реактора, в которую для уменьшения натриевого пустотного эффекта реактивности вместо верхнего воспроизводящего экрана в выходную часть ТВС введена натриевая полость в сочетании с последовательно размещенным поглощающим экраном;

– система аварийной защиты из 9 поглощающих стержней, функционирующих на активном принципе (размыкание удерживающих их электромагнитных муфт по сигналу аварийной защиты), дополнена тремя гидравлически взвешенными в потоке натрия поглощающими стержнями, работающими на пассивном принципе;

– в нижнюю часть корпуса реактора введено устройство для удержания расплавленной активной зоны;

– для повышения надежности аварийного теплоотвода от реактора через основные контуры и парогенераторы традиционная схема дополнена независимой системой аварийного теплоотвода через воздушные теплообменники, подключенные ко второму контуру параллельно парогенераторам [2].

Разработчики проектов быстрых натриевых реакторов неоднократно обращались к анализу и обсуждению проблемы положительного натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР) и его влияния на безопасность реактора. Одним из эффективных решений, направленных на снижение положительного НПЭР, которое принято в проекте реактора БН-800, является создание так называемой «натриевой полости» над активной зоной. Это увеличивает утечку нейтронов в случае удаления натрия из активной зоны и вводит отрицательную реактивность [3]. Натриевая полость располагается на месте верхнего торцевого экрана и представляет собой пустые чехлы ТВС. Аналогичное решение принято и в новом проекте реактора большой мощности БН-1200 [4].

Методы исследования и теоретическая значимость работы

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 10.12.2015 года и бесперебойно работает до сих пор. Параметры активной зоны БН-800 с Мох топливом приведены в работе [5].

Активная зона, окружена боковым экраном толщиной 40 см [6]. Были выбраны 8 видов топлива:

1. $U^{(35,38)}O_2 \equiv U$
2. $Pu^{39}O_2 \equiv Pu$
3. $(U^{33} + Th^{32})O_2 \equiv U + Th$
4. $(Pu^{(39,40)} + U^{38})O_2 \equiv O + U$
5. $(Pu^{(39,40)} + U^{(35,38)})O_2 \equiv O + U(\pi)$
6. $(Pu^{(39,40,41,42)} + U^{38})O_2 \equiv \Xi + U$
7. $(Pu^{(39,40,41,42)} + U^{(35-38)})O_2 \equiv \Xi + U(\pi)$
8. $(Pu^{(39,40,41,42)} + Th^{32})O_2 \equiv \Xi + Th$

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

Таблица 1 – Расчет для свежего и средноизотопического состава топлива [Calculation for fresh and medium isotope composition of fuel]

$K_{эфф} = 1$	U	Pu	O + U	O+U(п)	Э + U	Э+U(п)	U+Th	Э+Th
X %	15,09	11,98	12,52	12,22	14,99	14,17	12,7	17,92
Kr	1,73	1,75	1,73	1,75	1,75	1,75	1,91	1,93
Kгр	1,69	1,71	1,71	1,71	1,71	1,71	1,88	1,83
KB _{A3}	0,644	0,913	0,952	0,918	1,046	1,023	0,867	0,997
KB _{БЭ}	0,133	0,165	0,162	0,166	0,18	0,177	0,107	0,138
KB _p	0,777	1,078	1,114	1,084	1,226	1,2	0,974	1,135
НПЭР	-0,0049	0,0123	0,0138	0,0125	0,0131	0,0123	-0,0046	0,0149
β	0,00747	0,00315	0,00314	0,0033	0,00337	0,00352	0,0039	0,00299
KB _{A3CP}	0,701	0,887	0,925	0,902	1,0022	0,984	0,835	0,963
KB _{БЭCP}	0,145	0,173	0,173	0,179	0,119	0,188	0,115	0,142
KB _{PCP}	0,846	1,063	1,098	1,081	1,192	1,172	0,95	1,105
НПЭР _c	-0,0008	0,0151	0,0162	0,0152	0,0158	0,0151	-0,0045	0,0142
β cp	0,00685	0,0031	0,0031	0,0032	0,0033	0,0034	0,0038	0,003

С точки зрения безопасности самыми хорошими видами топлива однозначно являются чистый диоксид урана и уран-ториевая смесь. Для свежего состава, НПЭР получается даже отрицательным. Во время кампании с накоплением плутония в диоксиде урана НПЭР постепенно увеличивается, но не превышает долю запаздывающих нейтронов. Однако таким образом коэффициент воспроизводства получается слишком маленьким, сравнимым с коэффициентами остальных видов топлива. Как видно из таблицы 1, энергетический плутоний с чистым ^{238}U имеет самый большой 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 чуть увеличить обогащение топлива по сравнению с энергетическим плутонием с природным ураном.

Рассмотрим влияние геометрических размеров на KB и НПЭР. Для исследования приведем несколько активных зон с разными геометрическими размерами. Начнем с увеличения диаметра активной зоны за счет уменьшения энергонапряженности реактора.

Из этих рассматриваемых вариантов оптимальным выбором активной зоны является $q_v = 300$ кВт/л. С увеличением диаметра активной зоны увеличивается KB и, чем больше, тем лучше. Однако это приводит к уменьшению KB 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 приводит к увеличению НПЭР. Сейчас рассмотрим влияние отношения высоты к диаметру активной зоны на KB и НПЭР.

Проведенные расчеты показали, что значение НПЭР отрицательно для чистого диоксида урана, но значение KB очень маленькое ($KB = 0,661$), и для удержания критичности реактора необходимо большое количество делящихся материалов сравнительно с MOX-топливом. В дальнейшем его больше рассматривать не будем.

Был проведен расчет для выравнивания радиального тепловыделения. Активная зона можно разделить на две зоны: зона малого обогащения (ЗМО) и зона большого обогащения (ЗБО). Можно выбрать толщины ЗМО и ЗБО из условия равенства объемов обеих зон, тогда $\Delta R(\text{ЗМО}) = R_{A3}/\sqrt{2}$; $\Delta R(\text{ЗБО}) = R_{A3} - \Delta R(\text{ЗМО})$ или из каких-либо иных соображений. Затем был выбран «скачок» обогащений, т.е. отношение обогащения топлива в ЗБО к обогащению топлива в ЗМО, например, $x(\text{ЗБО}) / x(\text{ЗМО})$. Для этого мы выбрали, как делящий материал энергетического плутония в первом случае с природным ураном, так и с торием во втором случае, и разделили активную зону на 3 зоны, стремясь приблизить значение K_r к единице. Расчеты

показали, что выравнивание энерговыделения приводит к уменьшению КВ; при использовании тория также уменьшается НПЭР реактора.

Как уже 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 теплопроводности перепад температуры в топливном сердечнике получается слишком большим и в течении кампании реактора, то есть с глубиной выгорания, она всегда поднимается и уже в конце кампании достигает своего максимального значения. Требуется определить степень увеличения и запас до температуры плавления. Только за счет этого можно увеличить объемную долю.

Термическое расширение и теплопроводность

Коэффициенты термического расширения топлива и оболочки определяют величину зазора между ними при выходе ТВЭЛ на мощность. Коэффициенты термического расширения UO_2 , PuO_2 и МОХ-топливо имеют близкие значения и могут быть с высокой степенью точности описаны следующими выражениями (1), (2).

$$L(T) = L(273) \cdot (9,9672 \cdot 10^{-1} + 1,179 \cdot 10^{-5} \cdot T - 2,429 \cdot 10^{-9} \cdot T^2 + 1,219 \cdot 10^{-12} \cdot T^3) \quad (1)$$

$$\alpha_{\text{cp}} = 1,1833 \cdot 10^{-5} - 5,013 \cdot 10^{-9} \cdot T + 3,756 \cdot 10^{-12} \cdot T^2 - 6,125 \cdot 10^{-17} \cdot T^3 \quad (2)$$

Для высокого температурного интервала (вплоть до температуры плавления):

После расширения и распухания топлива уменьшается газовый зазор и уже в конце кампании, когда температура внутри таблетки достигает своего максимального значения, газовый зазор между оболочкой и таблеткой почти исчезает и за счет этого перепад температуры уменьшается и достигает минимума. Температурный режим в центре таблетки не превышает предполагаемую температуру.

Теплопроводность твердого $(\text{U+Pu})\text{O}_2$, плотностью 95% теоретический определяется из следующего соотношения(3) [7].

$$\lambda(T) = 1,158 \cdot \left(\frac{100}{6,548 + 23,533 \cdot t} + \frac{6400}{t^{5/2}} \cdot \exp\left(-\frac{16,35}{t}\right) \right) \quad (3)$$

Формула Хардинга и Мартина (Harding and Martin) (3) широко используется в компьютерных программах для расчета температуры топлива, а также служит основой для других соотношений, где $t=T/1000$, T температура в К, а множитель 1,158 необходим для пересчета значений коэффициента теплопроводности образцов $(\text{U+Pu})\text{O}_2$ с 95 на 100 % от теоретической плотности (ТП). Это выражение справедливо для температуры от 298 до 3120 К.

С помощью этого выражения можно получить распределение температуры по радиусу в топливном сердечнике соответственно среднему и максимальному напряжению топливного сердечника (4).

$$T_{\text{на}}^{\text{то}}(z) = T_{\text{cp}}^{\text{теп}} + X \cdot q_{10} \cdot \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{H_0}\right) \cdot R_T \quad (4)$$

$$T_{\text{на}}^{\text{max}}(z) = T_{\text{max}}^{\text{теп}} + X \cdot q_{\text{max}}^{10} \cdot \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{H_0}\right) \cdot R_T$$

где X – доля генерированного тепла в ТВЭЛах. Его принято считать 0,9 [8], R_T является

общим термическим сопротивлением ТВЭЛа [9].

$$R_T = \frac{1}{\pi \cdot d_{ТВЭЛ} \cdot \alpha(z)} + \frac{\ln\left(\frac{d_{ТВЭЛ}}{d_{ТВЭЛ} - 2 \cdot \delta_{об}}\right)}{2\pi\lambda_{об}} + \frac{\ln\left(\frac{d_{ТВЭЛ} - 2 \cdot \delta_{об}}{d_{топли}}\right)}{2\pi\lambda_{г.з.}} \quad (5)$$

Но как показывал эксплуатационный опыт при работе реактора коэффициент теплопроводности λ падает из-за накопления продуктов деления. Зависимость λ от глубины выгорания (Bu), облученного твердым $(U + Pu)O_2$ с плотностью 95% от теоретического значения можно оценить выражением(6) [10].

$$\lambda_{топ} = [0,1148 + 0,0035 \cdot Bu + 2,475 \cdot 10^{-4} \cdot (1 - 0,00333 \cdot B) \cdot T]^{-1} \quad (6)$$

где T является локальной температурой топлива в $^{\circ}C$;

Bu – локальное выгорание топлива в 100 МВт·сут/кг.

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 [11].

Исходя из результатов проведенного расчета, смогли уменьшить диаметр центрального отверстия от 1,8 мм до 0,8 мм. Максимальная температура, которая получается в поверхности центрального отверстия топливного сердечника, для максимально напряженного и выгоравшего топлива не больше $2426^{\circ}C$, что вполне находится в допущенном интервале.

Из теплогидравлического расчета получили, что можно увеличить объемную долю топлива с $\epsilon_T = 0,4588$ до $\epsilon_T = 0,4952$ за счет центрального отверстия без изменения внешнего диаметра таблетки и оболочки соответственно. Сейчас проведем тот же нейтронно-физический расчет уже с новым, более массивным топливом. Результаты расчета приведены в таблице 2.

Таблице 2 – Нейтронно-физический расчет для более массивного топлива [Neutron-physical calculation for more massive fuel]

$K_{эфф} = 1$ $q_v = 300$ Вт/л	Э+U(п)	Э+Th
ХЗМО/ЗСО/ЗВО - %	11,72/12,22 /17,65	14,29/15,18/20,54
Кг	1,11	1,11
КВ _{Аз}	1,104	1,062
КВ _{Бэ}	0,267	0,269
КВ _Р	1,371	1,33
НПЭР	0,0184	0,0216
КВ _{Азс}	1,043	1,013
КВ _{Бэс}	0,236	0,222
КВ _{Рс}	1,28	1,235
НПЭР _с	0,0233	0,0209
β	0,0035	0,0033

Как предполагали, увеличение объемной доли приводит к увеличению КВ. В средноизотопическом составе КВ активной зоны получается больше единицы, НПЭР в первом варианте увеличивается, а при тории немного падает.

Рассмотрим еще один вариант, поскольку торий тоже обладает высокими показателями, как сравнительно высокий КВ и сравнительно маленький НПЭР. Его можно добавить в топливо вместе с ^{238}U , как воспроизводящий материал с энергетическим плутонием. Результаты исследования приведены в таблице 3.

Таблица 3 – 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
K_T	1,17	1,17	1,17	1,17	1,17	1,17
KV_{AZ}	1,117	1,121	1,123	1,115	1,1	1,076
KV_{BE}	0,227	0,231	0,235	0,234	0,233	0,23
KV_P	1,343	1,352	1,358	1,35	1,333	1,306
НПЭР	0,0186	0,0218	0,0231	0,0243	0,024	0,0218
β	0,0035	0,0035	0,0034	0,0034	0,0034	0,0032
KV_{AZc}	1,056	1,064	1,066	1,06	1,045	1,022
KV_{BEc}	0,213	0,201	0,199	0,195	0,191	0,188
KV_{Pc}	1,269	1,264	1,264	1,314	1,236	1,21
НПЭР	0,0232	0,0248	0,0256	0,0256	0,0243	0,0211
β_c	0,0034	0,0034	0,0033	0,0033	0,0033	0,0033

Из таблицы 3 видно, что увеличение количества тория в топливе сначала приводит к увеличению КВ, а потом к падению. Но с увеличением количества тория увеличивается доля делящегося материала, необходимого для поддержания реактора в критическом состоянии.

Натриевый пустотный эффект реактивности

Удаление натрия из БН с большой активной зоной приводит к значительной положительной реактивности. Этот маловероятный случай возможен при неконтролируемой аварии, когда вскипанию и выбросу натрия предшествует уменьшение теплосъема. Этим они отличаются от тепловых реакторов, а также от быстрых газоохлаждаемых реакторов (что является одним из принципиальных аргументов в пользу последних).

Натриевый коэффициент реактивности обнаруживает сильную пространственную зависимость. При удалении натрия из центра активной зоны возникает большая положительная реактивность, при удалении из периферийных областей, напротив - отрицательная. Для понимания этого явления следует учесть действие четырех возникающих при этом эффектов:

1. Уменьшение доли нейтронов в области низких энергий;
2. Увеличение утечки нейтронов;
3. Исключение захвата в натрии;
4. Изменение самоэкранирования нейтронных сечений.

Первые два эффекта велики и противоположны по знаку. Два последних сравнительно малы. Следовательно, реактивность за счет удаления натрия в основном определяется разностью двух больших чисел. Это обстоятельство существенно затрудняет точный расчет реактивности. Прежде чем рассматривать каждый эффект в отдельности, кратко обсудим расчетную методику.

Расчет натриевого пустотного коэффициента реактивности

Энергетическая зависимость ценности нейтронов в большом быстром реакторе с оксидным топливом показана на рисунке 1. Там же изображена энергетическая зависимость величины η , испытывающая подъем при энергиях, превышающих примерно 10 кэВ. В данном случае на графике отложена эффективная величина η , т.е. учитывающая реакции в делящихся и сырьевых нуклидах. Крутой подъем при энергиях

свыше 1 МэВ объясняется пороговым делением сырьевых нуклидов, тогда как подъем при низких энергиях отражает преимущественный рост сечения деления делящихся нуклидов по сравнению с сечением захвата нейтронов сырьевыми нуклидами.

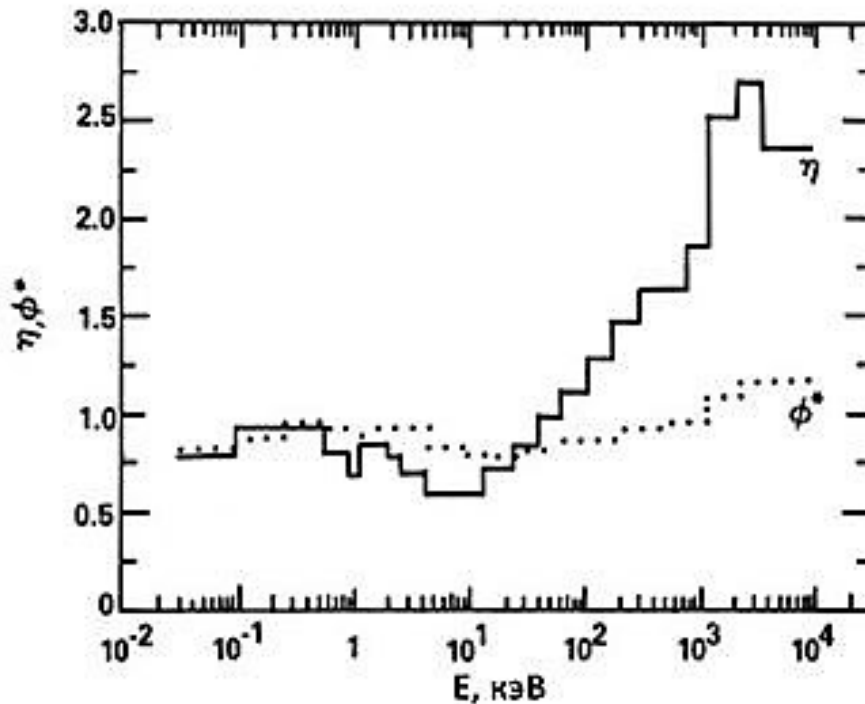


Рисунок 1 – Энергетическая зависимость сопряженного потока Φ^* и величины η в БН большой мощности с оксидным топливом [Energy dependence of the conjugate flux Φ^* and the magnitude of η in high-power BN with oxide fuel] [12, 13]

Поскольку в БН деление плутония зависит от энергии нейтрона, увеличивается η . Как показано в рисунке 1 спектр нейтронов при удалении натрия из активной зоны становится жестким и соответственно НПЭР существенно увеличивается.

Проведенные расчеты по теории возмущения для двух типов топлива U и Pu получили следующие результаты.

Таблица 4 – НПЭР по теории возмущения [SVRE perturbation theory]

H = 60 см R = 196,8 см	U	Pu
$\Delta K_{\text{раду.те.}}$	$-2,297 \cdot 10^{-3}$	$-1,7435 \cdot 10^{-3}$
$\Delta K_{\text{ак.те.}}$	$-6,653 \cdot 10^{-3}$	$-6,785 \cdot 10^{-3}$
$\Delta K_{\text{захват}}$	$1,966 \cdot 10^{-3}$	$1,6996 \cdot 10^{-3}$
$\Delta K_{\text{спектор}}$	$6,729 \cdot 10^{-3}$	$2,0963 \cdot 10^{-2}$
$\Sigma \Delta K$	$-2,55 \cdot 10^{-4}$	$1,413 \cdot 10^{-2}$

Методы уменьшения натриевого пустотного коэффициента

Исходя из выше полученных результатов попробуем уменьшить НПЭР тория-урановой смеси. Как показали результаты получившиеся с теории возмущения, самый главный положительный эффект для плутониевого топлива имеет спектральное составляющее. Бороться с НПЭР можно лишь увеличением утечки из активной зоны. Этого можно достигать только уменьшением объема активной зоны, что со своей стороны приведет к падению КВ, увеличит температуру топлива, что в нашем случае находится в максимальном значении. Необходимо проводить дополнительный теплогидравлический расчет, чтобы определить возможности и увеличить начальное обогащение топлива, что нежелательно.

Рассмотрим уран-ториевую топливу, попробуем уменьшить НПЭР с помощью увеличения утечки нейтронов из активной зоны; высоту активной зоны берем 88 см, а не 105 см, как считали наверху. Это позволит уменьшить НПЭР за счет увеличиваемой аксиальной утечки, но таким образом минимальное значение КВ не должно быть меньше 0,95. Результаты приведены в таблице 5.

Таблица 5 – Зависимости КВ и НПЭР-а от размеров АЗ [Dependence of KW and SVRE -a on the size of the reactor core]

H = 0,88 м H _{эфф} = 0,32 м	q _v Вт/см ³	КВ _{АЗ}	КВ _{БЭ}	R см	НПЭР
	480	0,978	0,222	128	0,0188
	430	0,985	0,207	135,73	0,0192
	400	0,99	0,197	140,73	0,0194
	350	0,998	0,18	150,45	0,0198
	300	1,008	0,163	162,5	0,0203

Как видно из таблицы, при уменьшении объема активной зоны существенно падает НПЭР, также падает КВ и требуется увеличить обогащение, чтобы реактор держать в критическом состоянии. Однако здесь возникает необходимость нового теплогидравлического расчета. Поскольку все эти результаты получены для более массивного топлива, появляется необходимость проводить расчет заново, чтобы выявить возможность увеличить удельное тепловыделение из единичного объема. Когда энерганапряженность была 300 Вт/см³, мы увеличили объёмную долю топлива до $\epsilon_T = 0,4952$ и максимальную температуру в центре для максимально напряжённого ТВЭЛа получили 2426°C. Теперь посмотрим, насколько можно увеличить удельное энерговыделение и соответственно уменьшить объем активной зоны. Результаты приведены в таблице 6.

Таблица 6 – Зависимость КВ и НПЭР от доли топлива в 1 см³ [Dependence of KW and SVRE on the share of fuel in 1 sm³]

q _v Вт/см ³	δ _{ц.о.} мм	T °C ε = 0,4952	T = 2450 °C ε _{допущ.}	КВ	НПЭР
480	1,8	4108	0,4588	0,94	0,0188
430	1,5	3596	0,4726	0,96	0,0193
400	1,39	3306	0,477	0,97	0,0195
350	1,03	2850	0,4894	1,029	0,02
300	0,8	2426	0,4952	1,049	0,0203

Поскольку на НПЭР в основном главную роль играет спектральное составляющее, рассмотрим такие варианты, где в двухзонном реакторе в зоне малого обогащения загружается ²³⁵U вместе с ⁰Pu (оружейный плутоний) и ⁹Pu (энергетический плутоний) по процентам, как делящийся материал, а как пассивный ²³⁸U и ²³²Th. На спектр значительно влияет количество ²⁴⁰Pu. Этот элемент имеет большую зависимость количества испускаемых нейтронов при одном акте деления от энергии. Поскольку он, как и ²³⁸U имеет пороговое значение деления, в случае аварии с течением натрия увеличивается его сечение деления и соответственно количество образовавшихся нейтронов [14]. И поскольку процентное содержание ²⁴⁰Pu в оружейном и энергетическом плутонии разные, (7%, 25%) рассмотрим, как будет влиять на НПЭР количество добавляемого ²³⁵U. В зоне большого обогащения в первом случае загружается МОХ-топливо на основе ⁰Pu, а в других случаях Э + U(п), Э + Th. Результаты расчета приведены в таблице 7.

Таблица 7 – Результаты расчета [Calculation results]

$K_{эфф} = 1$ $q_v = 300$ Вт/л	^{235}U 50% O + U(п)	^{235}U 50% Э + U(п)	^{235}U 50% Э + Th
$X_{ЗМО/ЗБО} - \%$	11,35 / 12,38	11,89 / 15	12,97 / 16,43
$K_{ВАЗ}$	0,937	0,969	0,967
$K_{ВБЭ}$	0,194	0,227	0,203
$K_{ВР}$	1,131	1,196	1,17
НПЭР	0,0152	0,0144	0,0178
$K_{ВАЗс}$	0,907	0,96	0,93
$K_{ВБЭс}$	0,19	0,198	0,185
$K_{ВРс}$	1,097	1,158	1,115
НПЭР _с	0,02	0,0198	0,0174
β	0,0041	0,0043	0,0041

Как следует из таблицы 7 при равных количествах урана КВ и НПЭР уменьшаются в разных долях.

Поскольку на НПЭР, в основном, главную роль играет спектральное составляющее, рассмотрим варианты, где в двухзонном реакторе в зоне малого обогащения загружается ^{235}U вместе с ^{238}Pu (энергетический плутоний) по процентам, как делящийся материал, а как пассивный ^{238}U и ^{232}Th – 25%. Результаты в таблице 8.

Таблица 8 – Зависимость КВ и НПЭР от количества ^{235}U [Dependence of KW and SVRE on the amount of ^{235}U]

$K_r < 1,17$	$X_{ЗМО}$	$X_{ЗБО}$	$K_{ВЗМО}$	$K_{ВЗБО}$	$K_{ВАЗ}$	НПЭР
U 0,71%	12,41	14,75	1,124	0,977	1,056	0,0232
U 10%	12,43	14,66	1,086	0,98	1,035	0,0225
U 20%	12,41	14,62	1,05	0,977	1,016	0,0218
U 30%	12,42	14,51	1,017	0,975	0,997	0,0213
U 40%	12,49	14,35	0,98	0,979	0,98	0,0205
U 50%	12,44	14,32	0,957	0,963	0,961	0,0198
U 60%	12,45	14,304	0,918	0,973	0,945	0,0193

Расчет зависимости НПЭР по радиусу двухзонной активной зоны для одного ТВСа, когда в ЗМО добавляется ^{235}U по процентам с ^{238}Pu как делящийся материал, а как пассивный ^{238}U и ^{232}Th –25%. Результаты показаны графическим образом на рисунке 2.

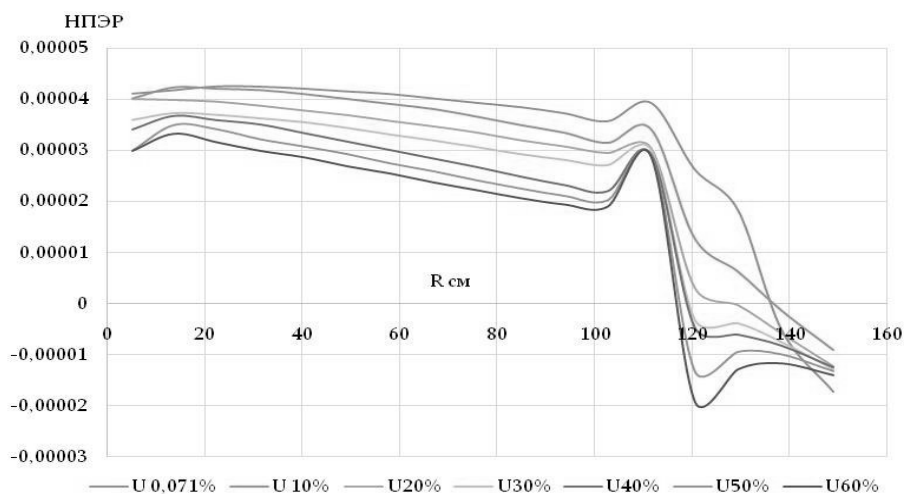


Рисунок 2 – Зависимость НПЭР по радиусу активной зоны для одного ТВС-а [SVRE dependence on the core radius for a fuel assembly]

Заключение

При появлении плутония НПЭР растет и превышает долю запаздывающих нейтронов в 5-7 раз, что приводит к мгновенному росту цепной реакции. Проведенные расчеты для умещения НПЭР путем уменьшения объема активной зоны, а также с добавлением ^{235}U в энергетическом плутонии дали приблизительно одинаковые результаты: уменьшение НПЭР в 1,2 раза. В первом случае это было за счет увеличения удельного тепловыделения, которое выгодно по экономическим критериям (маленькая АЗ – маленькие капитальные и эксплуатационные затраты). Во втором случае, когда энерговыделение сравнительно невелико можно, не меняя размеры, получить сравнительно малый НПЭР, который оправдан с точки зрения безопасности.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Кузнецов, И. А. Безопасность АЭС с реакторами на быстрых нейтронах / И. А. Кузнецов, В. М. Поплавский. – Москва : ИздАт, 2012. – 632 с.
2. Ашурко, Ю. М. Исследование влияния натриевого пустотного эффекта реактивности на безопасность быстрого натриевого реактора большой мощности / Ю. М. Ашурко, К. А. Андреева, И. В. Бурьевский, А. В. Волков, В. А. Елисеев [и др.] // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – № 3. – С. 5-14.
3. Matveev, V. I., Chebescov, A. N., Cerny, V. A. Studies, development and justification of core with zero sodium void reactivity effect of the BN-800 reactor. International Topical Meeting, Obninsk, Russia, Oct. 37, 1994. Proceedings Volume 1. P. 145-159.
4. Поплавский, В. М. Исследование влияния пустотного эффекта реактивности на техникоэкономические характеристики и безопасность перспективного быстрого реактора / В. М. Поплавский, В. И. Матвеев, В. А. Елисеев // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. Вып. 4. С. 230-235.
5. Ринейский, А. А. Инжиниринг энергоблока с реактором на быстрых нейтронах БН-800 / А. А. Ринейский // Атомные стратеги. – 2006. – № 23. – С. 49-60
6. Апсэ, В. А. Использование программы TIME26 в курсовом проектировании быстрых реакторов и электроядерных установок / В. А. Апсэ, А. Н. Шмелев. – Москва : Издательство МИФИ, 2008. – 63 С.
7. Калинин, Б. А. Ядерные топливные материалы / Б. А. Калинин, П. А. Платонов, И. И. Чернов, Я. И. Штротбах // – Москва : Издательство МИФИ, 2008. – Т. 6, ч. 2. – 672 С.
8. Kannan, I. Power Reactors. NPTEL, Mechanical Engineering. – URL: <https://nptel.ac.in/courses/112101007/1> (the date of circulation: 04/27/2019).
9. Дементьев, Б. А. Ядерные энергетические реакторы / Б. А. Дементьев. – Москва : Энергоатомиздат, 1984. – 280 С.
10. Kuzmin, A. V., Yurkov Ю, М. М. Thermal conductivity coefficient UO₂ of theoretical density and regular stoichiometry : Thermophysical Basis of Energy Technologies. MATEC Web of Conferences. Tomsk, Jan. 2017
11. Орлов, В. В. Реакторы на быстрых нейтронах / В.В. Орлов // Атомная энергия. – 1976. – Т. 36 – С. 343-354.
12. Hummel, H. H., Okrent, D. Reactivity Coefficients in Large Fast Power Reactors. – American Nuclear Society. 1970. 386 P.
13. Уолтер, А. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах /А. Уолтер, А. Рейнольдс. – Москва : Энергоатомиздат, 1986. – 623 с.
14. Николаев М. Н. Плутоний / М. Н. Николаев // Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского. – URL: www.ippe.ru/libr/pdf/94ru.pdf (дата обращения: 27.04.2019).

REFERENCES

- [1] Kuznetsov I.A., Poplavskiy V.M. Bezopasnost' AES s reaktorami na bystrykh neytronakh [Safety of NPPs with Fast Neutron Reactors]. Moskva. IzdAt. [Moscow IzdAt], 2012. 632 p. (in Russian).
- [2] Ashurko YU.M., Andreyeva K.A., Bur'yevskiy I.V., Volkov A.V., Yeliseyev V.A., Yegorov A.V., Kuznetsov I.A., Korobeynikova L.V., Matveyev V.I., Solomonova N.V., Khomyakov YU.S., Tsarapkina A.N. Issledovaniye vliyaniya natriyevogo pustotnogo effekta reaktivnosti na bezopasnost' bystrogo natriyevogo reaktora bol'shoi moshchnosti [Investigation of the Influence of the Sodium Void Reactivity Effect on the Safety of a Fast High-Power Sodium Reactor]. Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika [News of Universities. Nuclear Energy]. 2014. № 3. P.

- 5-14 (in Russian).
- [3] Matveev V.I., Chebescov A.N., Cerny V.A. Studies, Development and Justification of Core with Zero Sodium Void Reactivity Effect of the BN-800 Reactor. International Topical Meeting, Obninsk, Russia, Oct. 37, 1994. Proceedings Volume 1. P. 145-159.
 - [4] Poplavskiy V.M., Matveyev V.I., Yeliseyev V.A. Issledovaniye vliyaniya pustotnogo effekta reaktivnosti na tekhnikoekonomicheskiye kharakteristiki i bezopasnost' perspektivnogo bystrogo reaktora [Investigation of the Influence of Void Reactivity Effect on the Technical and Economic Characteristics and Safety of a Promising Fast Reactor]. Atomnaya energiya [Atomic Energy]. – 2010. T. 108, issue 4. P. 230-235 (in Russian).
 - [5] 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).
 - [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]. MEPhI Publishing house 2008. 63 p. (in Russian).
 - [7] Kalin B.A. Platonov P.A., Chernov I.I., Shtrombakh YA.I. Yadernyye toplivnyye materialy [Nuclear Fuel Materials]. Moskva [Moscow] : Izd-vo MIFI 2008. T. 6, ch. 2. 672 p. (in Russian).
 - [8] Kannan. I. Power Reactors [Electronic Resource]. NPTEL, Mechanical Engineering. URL: <https://nptel.ac.in/courses/112101007/1> (the date of circulation: 04.27.2019).
 - [9] Dement'yev B.A. Yadernyye energeticheskiye reaktory [Nuclear Power Reactors]. Moskva [Moscow]. Energoatomizdat, 1984. 280 p. (in Russian).
 - [10] Kuzmin A.V., Yurkov M.M. Thermal conductivity coefficient UO_2 of theoretical density and regular stoichiometry. Thermophysical Basis of Energy Technologies. MATEC Web of Conferences. Tomsk, Jan. 2017.
 - [11] Orlov V.V. Reaktory na bystrykh neytronakh [Fast Neutron Reactors]. Atomnaya energiya [Atomic Energy]. 1976. T. 36. P. 343-354 (in Russian).
 - [12] Hummel H.H., Okrent D. Reactivity Coefficients in Large Fast Power Reactors. American Nuclear Society. 1970. 386 p.
 - [13] Uolter A., Reynol'ds A. Reaktory-razmnozhiteli na bystrykh neytronakh [Fast Neutron Breeder Reactors]. Moskva [Moscow]. Energoatomizdat, 1986. 623 p. (in Russian).
 - [14] Nikolayev M.N. Plutoniyy [Plutonium], [Electronic resource]. Fiziko-energeticheskiy institut imeni A.I. Leypenskogo [A. I. Leipunsky Institute of Physics and Energy]. URL: www.ippe.ru/libr/pdf/94pu.pdf (date of treatment 27.04.2019).

Study Ways to Increase KW in Fast Reactors with MOX Fuel Aiming for the Minimum of Sodium Void Reactivity Effect

A. Harutyunyan¹, S.B. Vygovskiy², A. Khachatryan³

National Research Nuclear University Moscow Engineering Physics Institute (NRNU MEPhI), Kashirskoye shosse, 31, Moscow, Russia 1154091

¹ORCID iD: 0000-0003-1281-0791

Publons: Aram Harutyunyan

e-mail: aram5041@outlook.com

²ORCID iD: 0000-0002-9995-1222

WoS Researcher ID: P-5608-2018

e-mail: vigovskii@mail.ru

³ORCID iD: 0000-0002-1785-5342

WoS Researcher ID: P-5318-2018

e-mail: artsrn-khachatryan@mail.ru

Abstract – This work presents the results of numerical studies on the possibility of increasing the maximum safe using different kinds of fuel for sodium-cooled BN reactors. The purpose of this work is to study and detect fuel or fuel combination with the best technical and economic indicators and safety conditions for the BN-800 reactor plant which not only increases the economic indicators but also the efficiency of the entire pre-reactor cycle. For some time now, the problems associated with a decrease in the amount of U^{235} resulted in an increase in price and an increase in the amount of accumulated Pu initially achieved in the military industry. However,

since the reprocessing of spent nuclear fuel (SNF) by WWER and RBMK, ways must be sought to compensate for these phenomena with the priority of reliable and safe operation of a nuclear facility. An indicator of reliable and safe operation of nuclear power plants in the case under consideration is SVRE (sodium void reactivity effect). Achieving high values of this value leads to a decrease in the secure operation of NPPs and forces us not only to find ways to increase the RF, but also ways that result in minimal values for SVRE with maximum RF. In the calculations aimed at the reduction of SVRE it is assumed that the minimum value of KW is $KW \geq 0,95$. The paper examines the effects of several important factors on reactor performance and economic performance. These factors include the use of different fuels and fuel combinations, the geometric dimensions of the reactor, the distribution of enriched fuel in the core, and the change in specific fuel volume within allowable limits. The influence of geometrical dimensions on the SVRE is considered, the size of the core is changed due to a change in the specific heat release and the volume fraction of the fuel. In the core fuel is introduced which nuclei have no spectral dependence on the amount of sodium.

Keywords: reproduction coefficient, irregularity coefficient, fuel cycle, active zone, sodium void reactivity effect.