

# ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ БЫСТРЫХ НАТРИЕВЫХ РЕАКТОРОВ БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ НА ПЕРСПЕКТИВНЫХ ВИДАХ ТОПЛИВА – НИТРИДНОМ И МЕТАЛЛИЧЕСКОМ

**В.И. Матвеев, И.В. Малышева, И.В. Бурьевский**

*АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского.*

*249033, Обнинск, Калужской обл., пл. Бондаренко, 1*



Наиболее привлекательным и перспективным для быстрых натриевых реакторов является смешанное нитридное уран-плутониевое топливо, которое рассматривается как основное топливо будущих быстрых коммерческих энергетических реакторов. Однако существенное увеличение воспроизводства при его применении вместо оксидного топлива является недостаточным для удовлетворения новых требований, главное из которых – минимизация запаса реактивности на выгорание определяется воспроизводством в активной зоне. Приводятся результаты расчетных исследований по выбору оптимальной компоновки активной зоны быстрого натриевого реактора большой мощности, отвечающей современным требованиям.

Металлическое топливо для быстрых реакторов рассматривалось с самого начала их проектирования благодаря высокой плотности, теплопроводности и минимальному количеству ядер разбавителя, что обеспечивает максимально возможное воспроизводство. В статье приводятся особенности этого топлива и результаты расчетных исследований его применения в быстрых натриевых реакторах большой мощности в сравнении с нитридным топливом. Делается вывод, что в одной и той же компоновке активной зоны металлическое топливо проигрывает нитриднему топливу с точки зрения обеспечения безопасности реакторной установки (РУ).

Основные расчеты проводились в диффузионном приближении на основе комплекса программ TRIGEX.

**Ключевые слова:** быстрый натриевый реактор, нитридное уран-плутониевое топливо, металлическое топливо, объемная доля топлива, запас реактивности на выгорание.

## ВВЕДЕНИЕ

Смешанное нитридное уран-плутониевое топливо в настоящее время рассматривается как основное топливо будущих быстрых коммерческих энергетических реакторов, в частности – БРЕСТ-300 и БН-1200. Наряду с обеспечением высокого воспроизводства это топливо обладает более высокой плотностью и теплопроводностью, хорошо совместимо с жидкометаллическим теплоносителем и оболочечными материалами, особенно, в аварийных условиях.

© **В.И. Матвеев, И.В. Малышева, И.В. Бурьевский, 2015**

Урановое нитридное топливо (UN) в России использовалось для загрузки активной зоны только в экспериментальном реакторе БР-10 [1]. Начиная с 1970 г. в реакторе БР-10 облучались экспериментальные сборки с нитридным топливом, изготовленные по различным технологиям, с различной пористостью и с двумя видами контактного подслоя (натриевым и гелиевым). Эти исследования послужили основой для создания двух полных загрузок активной зоны тепловыделяющими сборками (~200 ТВС) с моонитридным урановым топливом, в которых было достигнуто максимальное выгорание до 8.7% т.а. В дальнейшем, в 2000 – 2005 гг., в реакторе БОР-60 были облучены твэлы с уран-плутониевым нитридным топливом в рамках совместного с КАЭ (Франция) эксперимента BORA-BORA [2]. Максимальное достигнутое выгорание в эксперименте BORA-BORA – 12,1 % т.а.

Металлическое топливо для быстрых реакторов рассматривалось с самого начала их проектирования благодаря высокой плотности, теплопроводности и минимальному количеству ядер разбавителя, что обеспечивает максимально возможное воспроизводство. На этом топливе был первый американский быстрый натриевый реактор «Fermi» (1965 г.) [3]. В нашей стране был разработан аналогичный проект БН-50 (1960 г.), однако он не был реализован.

Американские специалисты рассматривали это топливо не ради расширенного воспроизводства, а из-за дешевой технологии изготовления (литье) и переработки (электрохимия) топлива в замкнутом топливном цикле, а также обеспечения высокой (внутренне присущей) безопасности. Экономический анализ действительно показал, что топливный цикл реактора с таким топливом (по сравнению с керамическим топливом, порошковой технологией его изготовления и водной радиохимией) оказывается примерно в семь раз дешевле.

Отрицательной особенностью металлического топлива является сильное взаимодействие со стальной оболочкой твэлов при больших температурах. При температуре ~ 560°C плутоний с компонентами стали – железом, никелем, хромом – образует эвтектическое (жидкое) соединение, которое в случае его образования на внутренней границе оболочки может нарушить целостность оболочки твэла за часы. Введение циркония (~ 10% вес.) в металлическое топливо увеличивает температуру образования эвтектики примерно на 80°C, что и позволяет сделать твэлы работоспособными при приемлемых температурных условиях для сердечников твэла. Поэтому для использования в быстрых реакторах был предложен тройной сплав U-Pu-Zr. Однако общий уровень температур в быстрых реакторах с металлическим топливом все-таки ниже по сравнению с реакторами на керамическом топливе, примерно на 60 – 80) °C, что снижает термодинамический коэффициент полезного действия (КПД). Все это было установлено в США на реакторе EBR-II. Металлическое топливо имеет довольно низкую температуру плавления, поэтому оно эффективно только с натриевым контактным подслоем.

Положительной особенностью металлического топлива является при использовании электрохимии стабильное содержание циркония в осаждаемом на катоде уране и плутонии ~10%. Это топливо имеет довольно низкую температуру плавления, поэтому оно эффективно только с натриевым контактным подслоем. Гелиевый контактный подслой приводит к повышению его температуры выше точки плавления и требует серьезного снижения теплонапряженности. Исторически, сначала использовались в быстрых реакторах уран-молибденовые сплавы (U+7% Mo и U+10% Mo). Они применялись в экспериментальных реакторах DFR (Англия) и Enrico Fermi (США). Металлическое топливо на основе тройного сплава (U-Pu-Zr) использовалось в EBR-II. В США в 80-х годах прошлого века был разработан проект быстрого реактора на металлическом топливе на основе тройного сплава – PRIZM относительно небольшой мощности – 400 МВт эл.

Более полное сравнение нитридного смешанного уран-плутониевого топлива и металлического топлива с позиции «естественной безопасности» рассматривается в работе [4].

### НИТРИДНОЕ ТОПЛИВО

Нитридное топливо для быстрых энергетических реакторов является ближайшей перспективой после топлива оксидного. По сравнению с оксидным нитридное топливо обеспечивает более высокое воспроизводство, особенно, в активной зоне, а его высокая теплопроводность повышает безопасность установки за счет увеличения температурного запаса до плавления [5]. Теплопроводность нитридного топлива примерно в семь раз выше теплопроводности оксидного [6]. Благодаря этому при необходимости возможно увеличение линейной нагрузки вплоть до  $\sim 70$  Вт/см. Нитридное топливо относится к категории жестких топлив и содержит внутреннюю пористость ( $\sim 15\%$ ), которая создается в процессе изготовления. Ресурс работы такого топлива определяется его распуханием в реакторных условиях, в результате чего при выборе зазора между оболочкой твэла и топливным сердечником в процессе облучения может нарушиться целостность оболочки.

Не существует достаточно точных и убедительных методик, позволяющих рассчитывать распухание нитридного топлива, зависящее от разных параметров, в том числе и от технологии изготовления. Тем не менее, исследователи разрабатывают такие методики и программы, моделируя основные процессы, сопровождающие распухание нитридного топлива под облучением на основе имеющихся экспериментальных данных.

**Активная зона на нитридном топливе. Замена воспроизводящих экранов на стальные.** Для нейтронно-физических расчетов использовался программный комплекс TRIGEX [7, 8]. Все расчеты проводились для стационарного режима равномерно-частичных перегрузок, характеризующегося равным количеством тепловыделяющих сборок активной зоны, перегружаемых в одну перегрузку, и одинаковой длительностью интервала.

Таблица 1

#### Сравнительные характеристики вариантов на нитридном топливе с воспроизводящими или стальными экранами

Вариант	Воспроизводящие экраны	Стальные экраны
Боковой и нижний экраны	UN	Сталь
Максимальное выгорание топлива, % т.а.	11.2	11.4
Изменение реактивности, $\% \Delta k/k$	- 0.43	- 0.68
Натриевый пустотный эффект реактивности, $\% \Delta k/k$	0.20	0.35
Максимальная теплонапряженность, кВт/м	47.1	47.9
Максимальная мощность ТВС начало / конец микрокампании, МВт	8.7 / 8.75	8.54 / 8.56

Модель быстрого натриевого реактора на нитридном топливе большой мощности была подробно описана в работах [9 – 11]. Рассматриваемая активная зона состояла из 432 топливныхборок, каждая из которых содержала 271 твэл диаметром  $9.3 \times 0.6$  мм. Активная зона была окружена нижним торцевым экраном (НТЭ) и

боковой зоной воспроизводства (БЗВ). В качестве топлива для быстрого натриевого реактора большой мощности рассматривалась смесь моонитридов урана и плутония (U-Pu)N с плотностью 11,5 г/см<sup>3</sup>, в качестве воспроизводящего материала – моонитрид обедненного урана UN.

Главная цель отказа от воспроизводящих экранов состоит в исключении наработки низкофонового плутония, т.е. поддержки режима нераспространения. В таблице 1 приводится сравнение физических характеристик активной зоны на нитридном уран-плутониевом топливе с воспроизводящими и со стальными (боковыми и нижним торцевым) экранами.

Из приведенных данных видно, что отказ от воспроизводящих экранов приводит к возрастанию запаса реактивности на выгорание и натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР). На рисунке 1 представлено изменение реактивности за интервал 330 суток при переходе на стальные экраны.

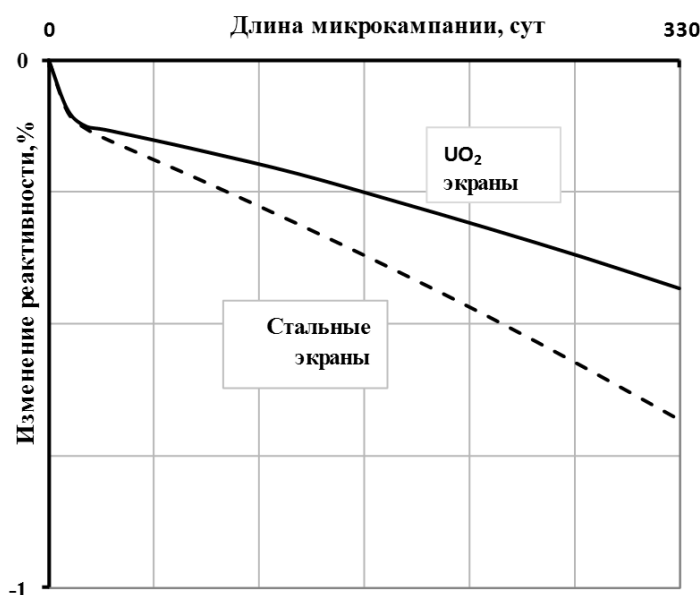


Рис. 1. Изменение реактивности за микрокампанию при замене воспроизводящих экранов на стальные. Увеличение изменения реактивности от выгорания для варианта со стальными экранами составляет 0,25%  $\Delta k/k$

**Расширенная активная зона (468 ТВС) с увеличенной долей топлива и воспроизводящими экранами.** Увеличение объемной доли топлива приводит к снижению запаса реактивности на выгорание, не ухудшая при этом величину НПЭР. Чтобы не менять основные конструктивные параметры реактора, связанные с размером ТВС «под ключ», увеличение диаметра твэлов должно сопровождаться уменьшением количества твэлов в топливных сборках на один ряд. Чтобы скомпенсировать увеличение теплонапряженности топливныхборок, активную зону необходимо расширить на 36 тепловыделяющихборок [12].

Повышение доли топлива и, соответственно, увеличение воспроизводства в активной зоне позволит решить следующие задачи:

- укрепление режима нераспространения путем замены воспроизводящих экранов на стальные;
- обеспечение уровня воспроизводства в активной зоне, позволяющего использовать при химической переработке выгоревшего топлива в замкнутом топливном цикле технологию без отделения плутония;

– повышение внутренних свойств безопасности. Здесь важным является обеспечение минимального (близкого к нулю) запаса реактивности на выгорание топлива в течение микрокампании.

Основные оптимизационные расчеты были направлены на исследования по выбору оптимального диаметра твэлов. Были рассмотрены варианты с разными диаметрами твэлов в диапазоне 9,3 – 10,6 мм. Расчетные характеристики при оптимизации нитридной активной зоны в установившемся режиме перегрузок представлены в табл. 2. На рисунке 2 показано, что с увеличением диаметра твэлов (от исходного до  $\varepsilon_3$ ) запас реактивности заметно снижается и даже уходит в положительную область.

Таблица 2

**Зависимость характеристик от объемной доли топлива**

	1	2	3	4
Доля топлива, $\varepsilon$	0.471	0.492	0.497	0.508
Коэффициент воспроизводства активной зоны для состояний начало / конец микрокампании	1.02 / 0.98	1.117/1.087	1.126 / 1.093	1.141/1.105
Изменение реактивности за один интервал, $\% \Delta k/k$	– 0.43	– 0.21	– 0.14	+ 0.10
Максимальная линейная теплонпряженность, кВт/м	47.9	53.4	53.5	53.8
Натриевый пустотный эффект реактивности («конец микрокампании»), $\% \Delta k/k$	0.20	0.37	0.36	0.33

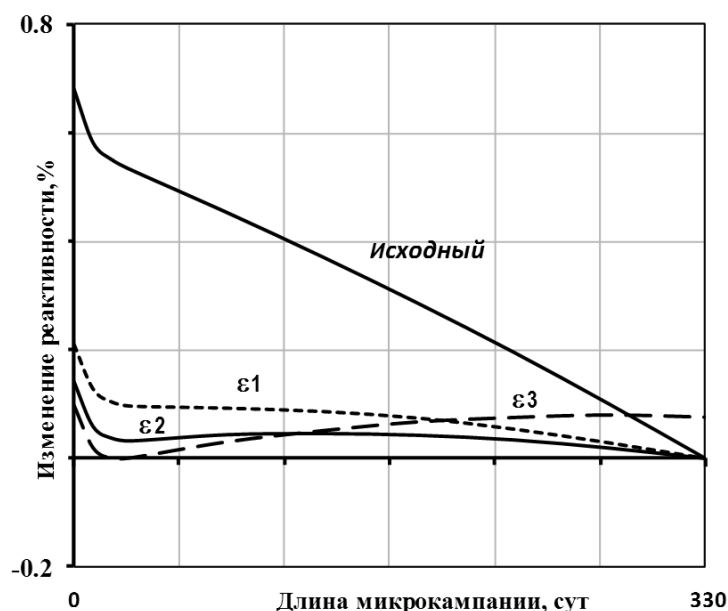


Рис. 2. Изменение запаса реактивности при изменении величины доли топлива в активной зоне относительно исходного варианта (исходный  $\varepsilon = 1$ )

Однако возникает проблема в связи с увеличением значения НПЭР. Под допустимым значением подразумевается величина натриевого пустотного эффекта реактивности  $\sim 0.3\% \Delta k/k$ , при которой безопасность реактора в запроектных авариях достаточно хорошо исследована и обоснована. Снизить его величину можно за счет уменьшения высоты активной зоны при-

мерно на 4 – 5 см. Результаты такого исследования представлены в табл. 3, где сравнивается вариант с исходной высотой и с уменьшенной на 5 см высотой активной зоны.

Таблица 3

### Сравнение характеристик при изменении высоты активной зоны

Высота активной зоны, см	Исходная	
Коэффициент воспроизводства активной зоны, начало / конец микрокампании	1.126 / 1.093	1.094 / 1.067
Изменение реактивности, $\% \Delta k/k$	– 0.14	– 0.40
Натриевый пустотный эффект реактивности (конец микрокампании), $\% \Delta k/k$	0.36	0.13

Анализируя таблицу, можно заключить, что уменьшение высоты активной зоны одинаково эффективно действует и на НПЭР, и на изменение реактивности от выгорания. При этом в активной зоне с долей топлива  $\sim 0.497$  получается близкое к нулю изменение реактивности за микрокампанию при приемлемом значении натриевого пустотного эффекта реактивности.

При сравнении величин изменения реактивности и натриевого пустотного эффекта для разной высоты активной зоны можно увидеть, что снижение высоты приводит к заметному возрастанию запаса реактивности от выгорания, а увеличение высоты повышает натриевый пустотный эффект реактивности.

**Исследования и характеристики оптимального варианта активной зоны.** Рассматриваемый оптимальный вариант с соответствующим расчетным обоснованием состоит в использовании топливных сборок с увеличенным диаметром ТВЭЛов всей активной зоны и увеличении общего количества ТВС в активной зоне. Соответственно, при этом сокращается на один ряд количество ТВЭЛов в пакете.

Таблица 4

### Основные физические характеристики

Параметр	Вариант 0	Вариант 1	Вариант 2
Боковой и нижний экраны	UN	Стальные	Стальные
Продолжительность интервала между перегрузками, эфф. сут (кратность перегрузок)	330 (4-5-6)	330 (4-5-6)	310 (3-4-5)
Выгорание топлива – максимальное (локальное), %т.а.	9.85	9.97	7.59
Максимальная линейная мощность ТВЭЛА, кВт/м	52.7	53.5	53.4
Изменение реактивности, $\% \Delta k/k$	0.11	0.14	0.12
Натриевый пустотный эффект реактивности в конце микрокампании, $\% \Delta k/k$	0.22	0.36	0.30
Коэффициент воспроизводства (КВ) – в том числе коэффициент воспроизводства активной зоны (КВА)	1.41 1.08	1.13 1.13	1.15 1.15
Обозначения: Вариант 0 – АЗ с воспроизводящими экранами для оценки $KB_{\max}$ и других характеристик в АЗ с увеличенной долей топлива; Вариант 1 – АЗ со стальными экранами и с кампанией топлива $4 \times 330$ сут, что соответствует выгоранию 9.97%т.а.; Вариант 2 – АЗ со стальными экранами с уменьшенной до $3 \times 310$ сут кампанией и выгоранием 7.59%т.а.			



В таблице 4 приводятся результаты расчетов основных физических характеристик при сравнении активных зон с воспроизводящими и стальными экранами, а также при разной глубине выгорания. Представленные результаты в целом показывают приемлемые характеристики для рассматриваемой модели с увеличенной долей топлива.

Следует отметить, что нитридное топливо имеет гораздо лучшую теплопроводность, чем оксидное, что снижает перепад температур внутри твэла примерно на 200°С. Так как температуры плавления оксида и нитрида примерно одинаковы, то можно увеличивать линейную нагрузку на твэлы с нитридным топливом вплоть до 60 – 70 кВт/м.

### МЕТАЛЛИЧЕСКОЕ ТОПЛИВО

Для физических расчетов необходимо знать теоретическую плотность тройного сплава и зазор в твэле между топливом и оболочкой. В расчетах использованы рекомендации [9] (табл. 5), составленные на основе анализа экспериментов по металлическому топливу в США на экспериментальных реакторах EBR-II и FFTF [13].

Таблица 5

**Плотность металлического топлива**

Свойство	U	U-5Fs	U-10Zr	U-8Pu-10Zr	U-19Pu-10Zr
Теоретическая плотность при комнатной температуре, г/см <sup>3</sup>	19	18,2	15,9 (±0,4%)	15,9 (±0,9%)	15,9 (±1%)

Таблица 6

**Основные параметры активных зон с нитридным или металлическим топливом**

Топливо, тип подслоя	U-Pu-N (газовый)	U-Pu-N (увеличенная доля топлива)	U-Pu-Zr (жидко- металлический)
Коэффициент воспроизводства активной зоны (КВА)	0,99	1,15	1,046
Изменение реактивности за микрокампанию (330 эфф.сут), % $\Delta k/k$	– 0,48	0,12	+0,75
Максимальная линейная мощность твэла, кВт/м	46,3*)	53,4	44,5
Максимальное выгорание топлива, % т.а.	11,0	7,6 ***)	10,8**)
Натриевый пустотный эффект реактивности, % $\Delta k/k$	0,23	0,30	1,8
Суммарный температурно-мощностной эффект реактивности, % $\Delta k/k$	– 1,04	– 1,05	– 0,2
Суммарный коэффициент реактивности по температуре теплоносителя и температуре топлива (без радиальной составляющей), $\Delta k/k \times ^\circ\text{C}^{-1}$	– $1,7 \cdot 10^{-5}$	–	– $0,25 \cdot 10^{-5}$
*) Линейные мощности близки, но неодинаковы, т.к. постулируется одинаковая мощность реактора, а не АЗ; поэтому в разных вариантах происходит небольшое перераспределение мощности между АЗ и зонами воспроизводства. **) Для металла принята четырехкратная перегрузка, как в основном нитриде. В расчетах рассматривалась единая для всех вариантов компоновка АЗ с боковой и нижней торцевой зонами воспроизводства с неувеличенной (исходной) объемной долей топлива. ***) Для нитрида с увеличенной долей топлива принята уменьшенная глубина выгорания путем снижения времени облучения до 310 эфф. сут			

На основании этих рекомендаций была выбрана теоретическая плотность тройного сплава – 15,9 г/см<sup>3</sup> [13]. Можно отметить, что основным разбавителем в тройном сплаве является цирконий, плотность которого составляет 6,5 г/см<sup>3</sup>. При этом эффективная плотность металлической таблетки должна учитывать зазоры и центральное отверстие, необходимые для компенсации распухания. Принято на основе экспериментальных данных, что эти пустоты должны составлять не менее 25% от

общего объема [13].

В таблице 6 приводится сравнение основных характеристик для активных зон на нитридном или металлическом топливе быстрого натриевого реактора большой мощности.

В компоновках, содержащих твэлы с газовым подслоем, предполагается использование натриевой полости, которая располагается над активной зоной. Она играет важную роль при анализе безопасности в тяжелых авариях с кипением теплоносителя. При потенциальном возникновении кипения натрия в натриевой полости увеличивается утечка нейтронов из активной зоны что, как следствие, приводит к возникновению отрицательного эффекта реактивности и снижению мощности реакторной установки. В нитридном варианте активной зоны с увеличенной долей топлива существенно возрастает коэффициент воспроизводства активной зоны (КВА) до величины 1,15 и, соответственно, уменьшается изменение реактивности от выгорания – до 0,2 %  $\Delta k/k$ , что существенно повышает безопасность реактора при самоходе компенсаторов выгорания в запроектных авариях.

Натриевый подслои в твэлах с металлическим топливом предполагает верхнее расположение газосборников, что и приводит к невозможности создания натриевой полости непосредственно над активной зоной. При использовании металлического топлива величина коэффициента воспроизводства активной зоны заметно превышает единицу. Использование металлического топлива приводит к росту реактивности по микрокампании и достигает +0.75%  $\Delta k/k$ . При этом существенно увеличивается до ~1.8 %  $\Delta k/k$  и величина натриевого пустотного эффекта реактивности.

Как показывают расчеты по обоснованию безопасности реактора, ограничение НПЭР необходимо для исключения неуправляемого разгона РУ при авариях типа ULOF. Таким образом, увеличение натриевого пустотного эффекта реактивности в случае использования металлического топлива представляется недопустимым с точки зрения безопасности, хотя следует отметить, что полный расчетный анализ безопасности активной зоны большой мощности с металлическим топливом пока не проводился.

Следует обратить внимание на температурный коэффициент реактивности, который для металлического топлива в пять раз (по абсолютной величине) ниже, чем на оксидном и нитридном топливе. Если же из общей величины температурного коэффициента вычесть радиальную составляющую, что требует последняя редакция ПБЯ, то получим величину  $\sim 0.25 \cdot 10^{-5} \Delta k/k \cdot ^\circ\text{C}^{-1}$ , близкую к нулю. С учетом возможных неопределенностей этот коэффициент близок к нулю, не исключено и небольшое положительное значение.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На основании проведенного анализа сделан вывод об оптимальности выбора нитридного топлива, которое позволяет достичь принципиально новых качеств активной зоны с увеличенной объемной долей топлива (с КВА > 1), снизить запас реактивности до минимальных величин и при этом сохранить в допустимых пределах другие эффекты и коэффициенты реактивности.

Аргументом в пользу металлического топлива могло бы стать существенное удешевление изготовления металлических твэлов за счет использования технологии литья. Однако выбор именно нитридного топлива определился из-за лучших в целом показателей по безопасности.

## Литература

1. Забудько Л.М., Мамаев Л.И., Труфанов А.А. Анализ расчетных и экспериментальных данных с целью возможного определения причин разгерметизации твэлов с нитридным топливом реактора БР-10 // Сб. докл. VII Российской конференции по реакторному материаловедению.



- нию. Димитровград, 8-12 сентября 2003 г. С.102.
2. Международная конференция ICAPP 2011, - Nice, France, May 2-5, 2011, Paper11340.
3. Fast Reactor Databasa: 2006 Update. IAEA – TECDOC -1531.
4. *Адамов Е.О., Забудько Л.М., Матвеев В.И., Рачков В.И., Троянов В.М., Хомяков Ю.С., Леонов В.Н.* Сравнительный анализ преимуществ и недостатков использования металлического и нитридного смешанного уран-плутониевого топлива в быстрых реакторах. // Энергетика. Изд. РАН, №2. 2015 (март-апрель 2015). Стр. 3-15.
5. *Шимкевич А., Прошкин А., Седов А.* Перспективное плотное топливо для энергетических реакторов. / Сборник РЕА № 10, октябрь 2011. [www.Rosenergoatom.info](http://www.Rosenergoatom.info).
6. *Забудько Л.М.* Опыт эксплуатации и проблемы расчетного обоснования плотных видов топлива / Материалы школы-конференции. Зеленоград, 08 –11 ноября 2010 г. «Актуальные проблемы разработки и производства ядерного топлива». Москва 2010. С. 138-159.
7. *Серегин А.С., Кислицина Т.С., Цибуля А.М.* Аннотация комплекса программ TRIGEX.04: препринт ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ». -2846. - Обнинск, 2000.
8. *Кочетков А.Л.* Программа CARE – расчет изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке. Препринт ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» - 2431. - Обнинск, 1995.
9. *Елисеев В.А., Забудько Л.М., Малышева И.В., Матвеев В.И.* Нитридное топливо для активных зон перспективного быстрого натриевого реактора типа БН-1200. // Атомная энергия. Т. 114, вып. 5, 2013. С. 266-271.
10. *Поплавский В.М., Цибуля А.М., Хомяков Ю.С. и др.* Активная зона и топливный цикл для перспективного быстрого натриевого реактора. // Атомная энергия. Т. 108, вып.4, 2010. С. 206-211.
11. *Матвеев В.И., Хомяков Ю.С.* Техническая физика быстрых натриевых реакторов с натриевым теплоносителем. Учебное пособие для вузов. / Под ред. чл.-корр. РАН В.И. Рачкова. Москва. Изд. дом МЭИ. 2012. С. 221 – 239.
12. *Eliseev V.A., Malysheva I.V., Matveev V.I., Egorov A.V., Maslov P.A.* Enhancement of the inherent self-protection of the fast sodium reactor cores with oxide fuel. // Global 2013, Salt Lake City, Utah. September 29-October 3, 2013. PP. 766-775.
13. *Bauer A.A., Cybulskis B., Green J.L.* Mixed-nitride performance in EBR-II. Proc. of Int.Meeting on Advanced LMFBR Fuels, Tucson, October 10-13, 1977. P.299.

Поступила в редакцию 03.04.2015

#### Авторы

Матвеев Вячеслав Иванович, ведущий научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук

E-mail: [matveev@ipre.ru](mailto:matveev@ipre.ru)

Малышева Ирина Викторовна, старший научный сотрудник

E-mail: [imalysheva@ipre.ru](mailto:imalysheva@ipre.ru)

Бурьевский Иван Васильевич, старший научный сотрудник

UDC 621.039.526

## PHYSICAL CHARACTERISTICS OF THE LARGE SIZE SODIUM COOLED FAST REACTORS WITH ADVANCED NITRIDE AND METAL FUEL

Matveev V.I., Malysheva I.V., Bur'evskij I.V.

Joint Stock Company «State Scientific Centre of the Russian Federation –  
Institute for Physics and Power Engineering n.a. A. I. Leypunsky».  
Bondarenko Sq., 1, Obninsk, Kaluga Region, 249033, Russia.

### ABSTRACT

Mixed nitride uranium-plutonium fuel is the most attractive and perspective fuel for fast sodium cooled reactors and this fuel is considered as a basic fuel for future commercial fast power reactors. However, a substantial increase of breeding using this fuel instead of oxide fuel is insufficient for satisfaction of new requirements main from which is minimization of reactivity margin for burn-up that determined by breeding in the core. The results of calculational studies to choose the optimum layout of the core of large fast sodium reactor meeting modern requirements are presented in the paper.

A metallic fuel for fast reactors has been considered since the beginning of their designing due to a high density, heat conductivity, and the minimum of dilute nuclei that provides maximum possible breeding.

The features of metallic fuel and the results of calculational studies of the use of metallic fuel in large fast sodium reactors with comparison to nitride fuel are presented in the paper. The conclusion drawn is that in the same layout of the core a metallic fuel is behind nitride fuel from the point of safety providing for the reactor.

The basic calculations have been conducted in the diffusion approximation on the basis of the known program complex TRIGEX.

**Keywords:** fast sodium reactor, nitride uranium-plutonium fuel, metallic fuel, fuel volume fraction, reactivity margin for burn-up.

### REFERENCES

1. Zaboudko L.M., Mamaev L.I., Trufanov A.A. Analysis of calculated and experimental data for possible determine the causes depressurization of fuel rods with nitride fuel reactor BR-10 // Collection of papers from the seventh Russian conference on reactor materials science, Dimitrovgrad, 8-12 September 2003, p. 102 (in Russian).
2. International conference ICAPP 2011, - Nice, France, May 2-5, 2011, Paper11340.
3. Fast Reactor Databasa: 2006 Update. IAEA – TECDOC-1531.
4. Adamov E.O., Zaboudko L.M., Matveev V. I. Rachkov V.I., Troyanov V.M., Khomyakov Y.S., Leonov V. N. A comparative analysis of the advantages and disadvantages of using metallic and nitride mixed uranium-plutonium fuel in fast reactors. *Energy*, Russian Academy of Sciences Publ., no. 2. 2015 (March-April 2015), pp. 3-15 (in Russian).
5. Shimkevich A., Proshkin A., Sedov A. Promising dense fuel for power reactors. *The collection REA*. No. 10, October 2011 (in Russian).
6. Zaboudko L. M. Operating Experience and problems of calculation justification dense fuels. Proceedings of the school-conference in Zelenograd, 08-11 November 2010. «Actual problems of development and production of nuclear fuel», Moscow, 2010, pp. 138-159 (in Russian).
7. Seregin A.S., Kislitsina T.S., Tsibulya A.M. Abstract complex programs TRIGEX.04: Preprint SSC RF-IPPE-2846. Obninsk, 2000 (in Russian)..
8. Kochetkov A.L. CARE Program – calculation of isotope kinetics, radiation and environmental characteristics of nuclear fuel during irradiation and aging: Preprint SSC RF-IPPE-2431. Obninsk, 1995 (in Russian).
9. Eliseev V.A., Zaboudko L.M., Malysheva I.V., Matveev V.I. Nitride fuel for the core of BN-

1200 type advanced sodium cooled fast reactor. *Atomic energy*, v. 114, iss. 5, May 2013, pp. 266-271.

10. Poplavsky V.M., Tsiboulya A. M., Khomyakov Yu.S., Matveev V.I., Eliseev V.A., Tsikunov A.G., Vasiljev B.A., Belov S.B., Farakshin M.R. Core Design and Fuel Cycle of Advanced Fast Reactor with Sodium Coolant. *Atomic energy*, v. 108, no.4, April 2010, pp. 206-211.

11. Matveev V. I., Khomyakov Y.S. Technical physics sodium fast reactors with sodium coolant. Textbook for high schools. Under the editorship of Prof. interviewer Russian Academy of Sciences V.I. Rachkov. Moscow. Izdatel'skij dom MEI Publ., 2012, pp. 221 – 239 (in Russian).

12. Eliseev V.A., Malysheva I.V., Matveev V.I., Egorov A.V., Maslov P.A. Enhancement of the inherent self-protection of the fast sodium reactor cores with oxide fuel. // Global 2013, Salt Lake City, Utah. September 29-October 3, 2013, pp. 766-775.

13. Bauer A.A., Cybulskis B., Green J.L. Mixed-nitride performance in EBR-II. Proc. of Int. Meeting on Advanced LMFBR Fuels, Tucson, October 10-13, 1977, p. 299.

### Authors

Matveev Vyacheslav Ivanovich, Leading Scientist, Cand. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: matveev@ippe.ru

Malysheva Irina Victorovna, Senior Scientist,

E-mail: imalysheva@ippe.ru

Bur'evskij Ivan Vasil'evich, Senior Scientist