

# АНАЛИЗ ПРИВЛЕКАТЕЛЬНОСТИ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ПРИСТАНЦИОННОМУ ТОПЛИВНОМУ ЦИКЛУ БЫСТРОГО РЕАКТОРА ЕСТЕСТВЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ БР-1200

**Е.М. Львова, А.Н. Чебесков**

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

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



К настоящему времени в научной литературе сложилось довольно устойчивое понятие «привлекательность ядерных материалов». Под этим подразумевается потенциальная возможность применимости ядерных материалов, находящихся в топливном цикле гражданской атомной энергетики, для создания примитивных ядерных взрывных устройств или даже ядерного оружия. Это понятие служит в качестве сравнительного анализа различных ядерных материалов для их возможного несанкционированного применения. Привлекательность ядерных материалов определяется, в первую очередь, их ядерно-физическими свойствами, присущими этим материалам. К таким свойствам относится возможность рассматриваемого материала осуществить самоподдерживающую цепную реакцию деления, иначе он будет абсолютно непривлекательным для отмеченных выше целей. Кроме этого основного свойства важными характеристиками материала, влияющими на его привлекательность, являются собственный нейтронный фон и тепловыделение. Представлен анализ топливных композиций, которые рассматриваются в топливном цикле быстрого реактора естественной безопасности БР-1200 (БРЕСТ-1200) с пристанционной инфраструктурой ядерного топливного цикла, с точки зрения их привлекательности. Объектом исследования являются простейшие системы в виде сфер, содержащие ядерные материалы топливного цикла быстрого реактора БР-1200 без отражателей нейтронов и окруженные такими отражателями из различных материалов. При этом для каждой такой системы определяется ее критическое состояние, для которого находят основные свойства, характеризующие привлекательность ядерного материала с учетом материала отражателя и его толщины.

**Ключевые слова:** быстрый реактор БР-1200, привлекательность реакторного топлива для несанкционированного использования, нитрид урана, СНУП-топливо, критическая система с отражателем нейтронов, бериллий, вольфрам.

## ВВЕДЕНИЕ

Химическая активность натриевого теплоносителя, который до настоящего времени рассматривался в качестве основного варианта для использования в быстрых реакторах, наводила ученых, работающих в области быстрых реакторов, на попытки найти другой теплоноситель для быстрых реакторов, который был бы инертен при контактах с воздухом и водой. Такой теплоноситель и проект быстрого реактора был предложен группой исследователей во главе с В.В. Орловым и Е.О. Адамовым. Проект получил название БРЕСТ – быстрый реактор естественной безопасности со свинцовым теплоносителем и плотным моноснитридным топливом мощностью 1200 МВт(э). Этот проект разрабатывается с конца 1980-х гг. после специального конкурса, объявленного ГКНТ СССР. Позже проект получил название «Прорыв», в рамках которого разрабатывался также опытно-демонстрационный реактор меньшей мощности БРЕСТ-ОД-300. Концепция проекта «Прорыв» вобрала в себя все основные достижения в области быстрых реакторов, что, по мнению разработчиков, позволяет обеспечить безопасность быстрого реактора на детерминистическом уровне.

Также была разработана концепция пристанционного ядерного топливного цикла, обеспечивающая его замыкание, утилизацию младших актинидов и минимизацию радиоактивных отходов.

Для экспериментального обоснования основных технических решений, принимаемых в проекте «Прорыв», принято решение о сооружении на площадке Сибирского химического комбината в г. Северске опытно-демонстрационного энергокомплекса (ОДЭК) в составе реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 с пристанционным ядерным топливным циклом [1].

Несколько лет тому назад профессор В.В. Орлов выдвинул и обосновал идею запуска быстрых реакторов на обогащенном уране с постепенным вовлечением в топливный цикл плутония и младших актинидов, которые образуются в урановом топливе в процессе его облучения в реакторе. При достижении равновесного состава топлива после определенного количества кампаний реактор будет работать на собственно возобновляемом уран-плутониевом топливе с коэффициентом воспроизводства, приблизительно равным единице.

С одной стороны, залежи дешевого урана, разведанные к настоящему времени, вполне достаточны для функционирования атомной энергетики на длительный период при имеющихся сравнительно невысоких темпах ее развития. И, как представляется, запуск быстрых реакторов на урановом топливе не приведет к дефициту урана. Однако, с другой стороны, такой подход полностью игнорирует накопленные и все увеличивающиеся объемы ОЯТ тепловых реакторов, которые требуют своего решения в системе атомной энергетики. Кроме того, на начальном этапе использования уранового топлива в активной зоне реактора накапливается плутоний с небольшим содержанием четных изотопов [2, 3 – 6]. В итоге получается, что, отказавшись от внешних бланкетов в концепции реакторов БРЕСТ по причине накопления в них «опасного» с точки зрения нераспространения ядерного оружия плутония, накопление такого плутония переносится в активную зону с гораздо большим темпом по сравнению с бланкетами. Эта проблема требует дальнейшего изучения.

В работе анализируется привлекательность топливных композиций быстрого реактора БР-1200. В качестве таких композиций для старта БР-1200 рассмотрены урановое нитридное топливо и смешанное нитридное уран-плутониевое (СНУП) топливо. Расчетные исследования основных характеристик сферических систем, содержащих топливные композиции рассматриваемого реактора, без отражателя

нейтронов и при наличии такого отражателя из разных материалов проводились с использованием компьютерного кода MMKKENO с системой константного обеспечения АВВN 93.

Все данные по загрузкам реактора БР-1200 и по концентрациям изотопов в рассматриваемых топливных композициях, которые использовались для данных исследований, были любезно предоставлены начальником отдела главного конструктора ЧУ ИТЦП «Прорыв» В.Н. Леоновым, за что авторы работы выражают ему свою искреннюю благодарность.

### **О НЕКОТОРЫХ АСПЕКТАХ КОМПЛЕКСНОГО ПРОЕКТА «ПРОРЫВ»**

Разработка и обоснование проекта быстрого реактора БР-1200 находится в настоящее время в заключительной стадии. Новым и по существу инновационным решением в этом реакторе является использование плотного монокридного топлива и свинцового теплоносителя, что позволяет обеспечить равновесный состав топлива. В энергоблоке предусматривается двухконтурная схема отвода тепла от реактора, при этом рассматривается вариант с закритическими параметрами водяного пара, направляемого на турбину.

Проект «Прорыв» является комплексным, в котором предусмотрена не только разработка АЭС, в состав которой могут входить один или несколько быстрых реакторов, но и вся инфраструктура замкнутого ядерного топливного цикла. Это позволяет сократить время и маршруты транспортировки ядерных материалов, что повышает радиационную и физическую безопасность таких транспортировок. В конечном счете будут сокращены и затраты на транспортировку ядерных материалов. Действительно, транспортировка ядерных материалов внутри охраняемой площадки в стороне от населенных пунктов минимизирует риск заражения населения и среды обитания в случае нештатных ситуаций с выбросом радиоактивности. По этой же причине обеспечивается практически абсолютная физическая защита, а значит, и сохранность ядерных материалов, поскольку нельзя исключить полностью возможные попытки их хищений криминальными и (или) субнациональными группировками при транспортировке таких материалов по общедоступным маршрутам [7 – 11].

С другой стороны, по мнению известного специалиста в области ядерного оружия академика Е.Н. Аврорина, сосредоточение всех необходимых производств ЯТЦ на одной площадке может содержать в себе риск сговора «нечистых» помыслами работников с членами криминальных и (или) террористических организаций с целью производства незаявленных материалов. В этом случае особо важное значение имеет отбор и контроль персонала для работы внутри такой охраняемой площадки, т. е. человеческий фактор.

Отличительной особенностью проекта является концепция «естественной безопасности». Под этим понятием подразумевается обеспечение ядерной и радиационной безопасности за счет использования природных законов и свойств используемых материалов, что позволит достичь убедительно прогнозируемой безопасности на детерминистском уровне. Это понятие в атомной энергетике широко используется уже несколько десятилетий и в нормативной технической документации называется «внутренней самозащищенностью» [12]. Концепцию «естественной безопасности» можно рассматривать в качестве развития устойчивого направления в конструировании ядерных реакторов, возможно, качественного прорыва в этом направлении [13, 14].

Сочетание природных свойств свинцового теплоносителя, монокридного топлива, физических характеристик быстрого реактора, конструкторских решений ак-

тивной зоны и контуров охлаждения выводит БР-1200 на качественно новый уровень безопасности и обеспечивает его устойчивость (ядерную безопасность) без срабатывания активных средств аварийной защиты в крайне тяжелых авариях, не преодолимых ни одним из существующих и проектируемых реакторов: самоход всех органов регулирования; отключение (заклинивание) всех насосов первого и второго контуров; разгерметизация корпуса ректора; разрыв трубопроводов второго контура по любому сечению или трубок парогенератора; наложение различных аварий; неограниченное по времени расхолаживание при полном отключении питания и т.д. [15, 16].

Даже предельные аварии диверсионного происхождения с разрушением внешних барьеров (здания реактора, крышки корпуса и др.) не приводят к радиоактивным выбросам, требующим эвакуации населения и длительного отчуждения земли.

### **ИСХОДНЫЕ ПРЕДПОСЫЛКИ**

Привлекательность ядерных материалов определяется, в первую очередь, их внутренне присущими ядерно-физическими свойствами, которые позволяют осуществить самоподдерживающуюся цепную реакцию деления [17, 18]. Для анализа привлекательности рассматриваются ядерно-физические свойства исследуемых материалов, которые могут быть выражены численно в виде следующих параметров: критическая масса  $M$ ; собственный нейтронный фон НФ; тепловыделение ТВ; активность (радиоактивность)  $A$  [19].

Исследования привлекательности топливных композиций реактора БР-1200 проводились расчетным путем с использованием простейших сферических систем, содержащих топливные композиции этого реактора. В качестве топливных композиций были рассмотрены нитридное урановое топливо и смешанное нитридное уран-плутониевое топливо, содержащее младшие актиниды. В качестве материала отражателя нейтронов в этих системах рассматривались бериллий и вольфрам. Толщина отражателя для каждой такой системы была принята равной 10 см. При этом для каждой системы находилось ее критическое состояние и для этого состояния вычислялись все указанные параметры топливных композиций.

Для количественных расчетов физических характеристик топливных композиций реактора БР-1200 были получены их изотопные составы для следующих состояний: начальное состояние работы реактора (свежая загрузка и выгрузка после первой полной кампании топлива); установившееся состояние работы реактора (начало микрокампании топлива (после перегрузки) и конец микрокампании топлива (перед перегрузкой)).

### **ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ УРАНОВОЙ ТОПЛИВНОЙ КОМПОЗИЦИИ**

Для получения изотопного состава уранового нитридного топлива для рассматриваемых состояний работы реактора БР-1200 был предложен несколько упрощенный вариант работы реактора по следующей схеме: начиная со стартовой загрузки топлива реактор отрабатывает первую кампанию 1500 эфф. суток, после чего отработавшее топливо выгружается из реактора для сравнительно короткого времени охлаждения в водяном бассейне и затем направляется на переработку, после переработки основные выделенные материалы поступают на установку изготовления нового топлива, загружаемого в следующую активную зону, конструкция которой адаптирована для работы с топливом, состав которого получается после переработки топлива, выгруженного из предыдущей активной зоны, и т.д. Таким образом, каждая активная зона этой цепочки работает на топливе своего собственного состава. Первая активная зона (первая кампания) загружалась только нитридом обогащенного урана, следующая адаптирована (вторая кампания) к работе на регенерате отработавшего ядерного топ-

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

лива (ОЯТ) из первой активной зоны, следующая – на регенерате ОЯТ из второй активной зоны и т.д. до достижения близкого к равновесному составу уран-плутониевого топлива. Под термином «топливо равновесного состава» подразумевалось уран-плутониевое топливо, в котором при работе быстрого реактора состав и масса плутония остаются практически неизменными, точнее, меняются настолько незначительно, что связанное с выгоранием топлива и накоплением продуктов деления (ПД) изменение реактивности реактора имеет минимальный выбег.

Для стартовой загрузки (первая кампания) содержание  $^{235}\text{U}$  было подобрано, равным 12,0 % при эффективной плотности уранового нитридного топлива 12 г/см<sup>3</sup>. Высота топливного столба составила 115 см. Варьируемыми параметрами при переходе от урановой к уран-плутониевой загрузке являлись геометрия активной зоны (высота топливного столба) и содержание делящихся компонентов в топливной загрузке. В активной зоне с составом, близким к равновесному (примерно 8 – 9 кампания), высота топливного столба составила 75 см.

Таблица 1

### Изотопный состав уранового нитридного топлива реактора БР-1200, кг

Состав топлива	Начальное состояние работы реактора		Установившееся состояние работы реактора*)	
	Свежая загрузка	Выгрузка	Начало микрокампании	Конец микрокампании
U-234	–	1,45		1,36
U-235	11865,55	7959,00	82,67	43,65
U-236	–	756,04		7,42
U-238	88131,09	83527,36	56872,23	52129,15
Pu-238		3,86	45,13	52,10
Pu-239		3157,45	5756,01	5957,51
Pu-240		138,68	2045,29	2241,58
Pu-241		4,23	251,16	281,66
Pu-242		0,09	66,21	84,87
Am-241		0,21	66,1	79,27
Am-243				7,70
Np-237		38,53	37,33	37,55
Другие актиниды		8,89		16,40
FP35		4400,85		4281,93
N	5890,81	5890,81	3833,82	3833,82
Всего	105887,45	105887,45	69055,95	69055,95

\*) При старте с уранового топлива достигается после девяти полных кампаний топлива. Изотопные составы приведены для девятой кампании топлива

В таблице 1 представлен изотопный состав топливной композиции реактора БР-1200 при стартовой загрузке обогащенным нитридом урана.

Анализируя данные, приведенные в таблице, необходимо обратить внимание на изотопный состав плутония в выгружаемом урановом топливе после первой кампании в активной зоне. Содержание  $^{239}\text{Pu}$  составляет 96%. В последующих нескольких кампаниях топлива содержание  $^{239}\text{Pu}$  снижается, но все же остается величиной, близкой к изотопному составу оружейного плутония.

### ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ УРАН-ПЛУТОНИЕВОЙ ТОПЛИВНОЙ КОМПОЗИЦИИ

Для стартовой загрузки реактора на уран-плутониевом топливе на начальном этапе до получения первой партии собственного регенерированного топлива рассматривается смесь нитридов обедненного урана и энергетического

плутония (U-Pu-MA)N. При этом предполагается использовать плутоний вместе с младшими актинидами (МА), которые выделяются при переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) тепловых реакторов ВВЭР после двадцатилетней выдержки последнего.

Доля  $^{235}\text{U}$  в обедненном уране принималась равной 0,1%. Усредненная в твэле по столбу таблеток плотность нитридного топлива в стартовой загрузке принималась равной  $11,8 \text{ г/см}^3$  при  $20^\circ\text{C}$ , а содержание Pu+MA в топливе 14,1% (по тяжелым атомам). В установившемся режиме перегрузок в свежезагружаемых ТВС используется переработанное топливо плотностью  $11,8 \text{ г/см}^3$  с суммарным содержанием плутония и младших актиноидов (Pu+MA) в топливе 14,0%.

В установившемся режиме перегрузок при работе реактор с составом топлива, близким к равновесному, при длительности кампании 1500 эффективных суток достигается среднее выгорание за кампанию 7,02 % тяж. ат. Максимальное (локальное) выгорание топлива за кампанию составляет 10,65 % тяж. ат.

В таблице 2 представлен изотопный состав топлива реактора БР-1200 для стартовой загрузки СНУП-топливом.

Таблица 2

#### Изотопный состав СНУП-топлива реактора БР-1200, кг

Состав топлива	Начальное состояние работы реактора	Установившееся состояние работы реактора	
	Стартовая загрузка	Начало микрокампании	Конец микрокампании
U-234	2,52	–	1,29
U-235	54,22	17,24	8,72
U-236	3,39	–	1,64
U-238	52301,86	17440,68	15925,21
Pu-238	101,65	49,79	45,11
Pu-239	5407,54	1799,36	1852,75
Pu-240	1852,86	710,21	754,39
Pu-241	352,06	96,88	100,68
Pu-242	357,86	105,59	99,55
Am-241	507,75	72,19	55,27
Am-242m	–	–	2,64
Am-243	–	–	10,51
Np-237	8,51	8,98	10,38
Np-239	–	–	2,50
Cm-242	–	–	2,57
Cm-243	–	–	0,24
Cm-244	–	–	1,33
Cm-245	–	–	0,06
FP39	–	–	1426,08
N	3582,11	1193,19	1193,19

#### РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК КРИТИЧЕСКИХ СИСТЕМ С ТОПЛИВНЫМИ КОМПОЗИЦИЯМИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА БР-1200

Нейтронно-физические параметры топливных композиций быстрого реактора БР-1200 рассчитывались с использованием простейших сферических сборок, не имеющих отражателей нейтронов и с отражателями нейтронов. В качестве материала отражателей нейтронов рассматривались бериллий (Be) и вольфрам (W) толщиной 10 см для всех рассмотренных вариантов.

Результаты расчетов для начального и установившегося состояний работы реактора приведены в табл. 3 – 6.

Таблица 3

**Характеристики критических систем с урановым нитридным топливом для начального (стартового) состояния работы реактора**

Параметр	Загрузка			Выгрузка		
	Без отражателя	С отражателем		Без отражателя	С отражателем	
		Ве	W		Ве	W
		10 см	10 см		10 см	10 см
$R_{кр}$ , см	52,7	36,4	45,0	50,6	38,5	44,3
$M_{кр}$ , кг	7357	2424	4580	6512	2868	4370
НФ, н/с	$7,92 \cdot 10^4$	$2,61 \cdot 10^4$	$4,93 \cdot 10^4$	$9,02 \cdot 10^6$	$3,97 \cdot 10^6$	$6,06 \cdot 10^6$
ТВ, Вт	0,093	0,031	0,059	554	244	372
A, Ки	3,64	1,20	2,26	$4,28 \cdot 10^4$	$1,88 \cdot 10^4$	$2,87 \cdot 10^4$

Таблица 4

**Характеристики критических систем с урановым нитридным топливом для установившегося состояния работы реактора**

Параметр	Начало микрокампании			Конец микрокампании		
	Без отражателя	С отражателем		Без отражателя	С отражателем	
		Ве	W		Ве	W
		10 см	10 см		10 см	10 см
$R_{кр}$ , см	40,4	21,5	32,5	39,7	31,0	34,4
$M_{кр}$ , кг	3314	500	1726	3145	1497	2046
НФ, н/с	$1,07 \cdot 10^8$	$0,16 \cdot 10^8$	$0,55 \cdot 10^8$	$1,12 \cdot 10^8$	$0,54 \cdot 10^8$	$0,73 \cdot 10^8$
ТВ, Вт	$2,71 \cdot 10^3$	$0,41 \cdot 10^3$	$1,41 \cdot 10^3$	$2,90 \cdot 10^3$	$1,38 \cdot 10^3$	$1,89 \cdot 10^3$
A, Ки	$1,26 \cdot 10^6$	$0,19 \cdot 10^6$	$0,66 \cdot 10^6$	$1,35 \cdot 10^6$	$0,64 \cdot 10^6$	$0,88 \cdot 10^6$

Таблица 5

**Характеристики критических систем со СНУП-топливом для начального состояния работы реактора**

Параметр	Загрузка		
	Без отражателя	С отражателем	
		Ве	W
		10 см	10 см
$R_{кр}$ , см	39,35	28,30	33,37
$M_{кр}$ , кг	3012	1120	1837
НФ, н/с	$1,24 \cdot 10^8$	$4,60 \cdot 10^7$	$7,55 \cdot 10^7$
ТВ, Вт	$6,21 \cdot 10^3$	$2,31 \cdot 10^3$	$3,79 \cdot 10^3$
A, Ки	$1,73 \cdot 10^6$	$6,66 \cdot 10^5$	$1,09 \cdot 10^6$

Таблица 6

**Характеристики критических систем со СНУП-топливом для установившегося состояния работы реактора**

Параметр	Начало микрокампании			Конец микрокампании		
	Без отражателя	С отражателем		Без отражателя	С отражателем	
		Ве	W		Ве	W
		10 см	10 см		10 см	10 см
$R_{кр}$ , см	39,35	28,20	33,40	40,0	31,71	34,80
$M_{кр}$ , кг	3012	1108	1842	3163	1576	2083
НФ, н/с	$1,39 \cdot 10^8$	$5,11 \cdot 10^7$	$8,50 \cdot 10^7$	$2,20 \cdot 10^9$	$1,09 \cdot 10^9$	$1,45 \cdot 10^9$
ТВ, Вт	$5,99 \cdot 10^3$	$2,20 \cdot 10^3$	$3,66 \cdot 10^3$	$6,33 \cdot 10^3$	$3,15 \cdot 10^3$	$4,17 \cdot 10^3$
A, Ки	$1,51 \cdot 10^6$	$5,55 \cdot 10^5$	$9,23 \cdot 10^5$	$8,40 \cdot 10^7$	$4,19 \cdot 10^7$	$5,53 \cdot 10^7$

Из представленных результатов можно сделать следующие выводы.

Урановое нитридное топливо для первой загрузки в реактор БР-1200 характеризуется довольно значительной величиной критической массы – более семи тонн. При этом, естественно, что остальные рассматриваемые здесь нейтронно-физические характеристики (нейтронный фон, тепловыделение и активность) имеют сравнительно небольшие значения, характерные для основных изотопов урана –  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$ . Облученное топливо, выгружаемое из реактора уже после первой кампании, имеет меньшую критическую массу – порядка 6,5 тонн. При этом существенно возрастают величины остальных нейтронно-физических характеристик по сравнению со свежим загружаемым в реактор топливом. Такой рост на несколько порядков происходит за счет появления в урановом топливе плутония и младших актинидов. При использовании облученного топлива для последующих загрузок реактора количество накапливаемого в топливе плутония и младших актинидов увеличивается с кампаниями до некоторого квазистационарного состава топлива, принятого в исследованиях после девятой кампании реактора. При этом все рассматриваемые нейтронно-физические характеристики реакторного топлива остаются примерно постоянными. В данном случае при рассмотренном временном интервале, ограниченном девятью кампаниями топлива, эти характеристики остаются постоянными в пределах 5 – 7%.

Как и ожидалось, наличие простейшего отражателя нейтронов уменьшает критическую массу уранового топлива более чем на 60% при использовании в качестве материала отражателя бериллия толщиной 10 см и на 40% при использовании вольфрама. При этом наименьшее значение критической массы составляет почти 2,5 тонны для свежего уранового нитридного топлива. Соответственно уменьшению критической массы, благодаря наличию отражателя нейтронов, уменьшаются все остальные нейтронно-физические характеристики систем, включая нейтронный фон, тепловыделение, активность и мощность эквивалентной дозы облучения, хотя удельные характеристики, отнесенные к единице массы топливной композиции, остаются прежними, как и в системах без использования отражателей нейтронов [20].

Критическая масса смешанного нитридного уран-плутониевого топлива представляет собой также довольно значительную величину – около трех тонн как для свежей загрузки, так и для загрузок в установившемся состоянии работы реактора БР-1200.

Такая топливная композиция обладает довольно высоким нейтронным фоном, который к тому же увеличивается с выгоранием топлива.

Удельное тепловыделение этой топливной композиции составляет 2 Вт/кг и слабо меняется в процессе облучения в реакторе. Основной вклад в мощность эквивалентной дозы вносят гамма-источники, входящие в состав топливной композиции СНУП, – от 65 до ~ 90%. При этом мощность эквивалентной дозы облучения от свежего топлива превышает таковую от облученного топлива. По-видимому, это связано с тем, что в процессе облучения в реакторе происходит перераспределение основных изотопов, влияющих на мощность эквивалентной дозы облучения за счет их выгорания и трансмутации.

Наличие простейшего отражателя нейтронов в системе уменьшает критическую массу топливной композиции СНУП на 60% при использовании бериллия в качестве отражателя толщиной 10 см и на 40% при использовании вольфрама. При этом наименьшее значение критической массы для смешанного нитридного уран-плутониевого топлива составляет чуть более 1100 кг.

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Анализ топливных композиций, которые рассматриваются для использования в быстром реакторе БР-1200 (нитрид обогащенного урана и смешанное нитридное уран-плутониевое топливо), показал, что из-за больших значений критической массы

топливные композиции реактора БР-1200 практически невозможно использовать для изготовления ядерных взрывных устройств, если не применять к ним дополнительной обработки в виде дообогащения урана до приемлемых значений и (или) выделения плутония в чистом виде. Выделение чистого плутония представляет собой операцию несомненно более легкую по сравнению с дообогащением урана по причине широкой доступности химических технологий. В этой связи запуск быстрых реакторов на обогащенном уране представляет собой существенный риск режиму нераспространения ядерного оружия по причине образования в первых кампаниях топлива плутония с небольшим содержанием высших изотопов.

Пристанционное размещение инфраструктуры ядерного топливного цикла в пределах единой охраняемой площадки позволяет сократить время и маршруты транспортировки ядерных материалов, необходимых для функционирования такого ядерно-энергетического комплекса. В конечном счете будет усилена безопасность, а также сокращены затраты на транспортировку ядерных материалов. Действительно, при таком размещении топливного цикла исключается транспортировка ядерных материалов по общедоступным маршрутам, что повышает радиационную и физическую безопасность, исключая риск заражения населения и среды обитания в случае нештатных ситуаций с выбросом радиоактивности и обеспечивая физическую защиту, а значит, и практически абсолютную сохранность ядерных материалов, поскольку нельзя исключить полностью возможные попытки их хищений криминальными и (или) субнациональными группировками при транспортировке таких материалов по общедоступным маршрутам, пролегающим зачастую по густонаселенным районам страны.

В то же время пристанционное размещение всей инфраструктуры ядерного топливного цикла может содержать в себе определенные риски с точки зрения сохранения режима нераспространения ядерного оружия и предотвращения ядерного терроризма. Эти вопросы требуют дальнейшего рассмотрения и изучения.

### **Литература**

1. Интернет-ресурс  
<http://www.riatomsk.ru/article/20151020/sooruzhenie-novejshego-reaktora-brest-300-seversk-2016>.
2. *Avrorin E.N., Chebeskov A.N.* Fast Reactors and Nuclear Nonproliferation. Proc. Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles «Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13)». – Paris, France, 4-7 March, 2013. – PP. 5-6.
3. *Chebeskov A.N., Decusar V.M.* Evaluation of the Scenario for Innovative Russian Nuclear Power development. Proc. 2007 ANS/ENS Int. Meeting «Making the Renaissance Real». – US, Washington DC, 11-15 September, 2007. – PP. 8-9.
4. *Chebeskov A.N., Butler J., Dyer J., Edmunds T., Jia J., Oussanov V.* Advances in Decision Analysis. – Cambridge University Press 2007. – PP. 489-513.
5. *Chebeskov A.N., Whitlock J., Bari R.* Status of the Gen-IV Proliferation Resistance and Physical Protection (PRPP) Evaluation Methodology. The IAEA International Safeguards Symposium, 20-24 October, 2014. – PP. 28-31.
6. *Chebeskov A.N., Kagramanyan V.S.* Role of the International Fuel Centers with Fast Reactors in Minimization of Proliferation Risk. Proc. 16<sup>th</sup> Pacific Basin Nuclear Conference (16PBNB). Oct. 13-18, 2008. Aomori, Japan. – PP. 7-8.
7. *Chebeskov A.N., Kagramanyan V.S.* International Nuclear Fuel Centers in Global Nuclear Power Infrastructure. Int. Workshop on Non-Proliferation Embedded at the XI Int. Conf. «Nuclear Safety & Nuclear Education». – Central Institute for Continuing Education & Training, Obninsk, Russia, Sep 30 - Oct 2, 2009. – PP. 7-8.
8. *Chebeskov A.N.* New Technological Platform of Nuclear Power. Int. Workshop «Multilateral Concepts of Nuclear Fuel Cycle in Asia Pacific». – The University of Tokyo, 26-27 October, 2009. – PP. 10-12.

9. *Chebeskov A.N., Kagramanyan V.S.* Role of the International Fuel Centers with Fast Reactors in Minimization of Proliferation Risk. Proc. of Global 2009. – Paris, France, September 6-11, 2009. – P. 8.
10. *Chebeskov A.N., Poplavskaya E.V.* International nuclear fuel cycle centers in the global infrastructure of nuclear power (Technological aspects of the problem). «Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09)», December 7-11, 2009, Kyoto, Japan. – PP. 7-8.
11. *Chebeskov A.N., Poplavsky V.M.* Status and Trends of Development of Fast Reactor Technology in the Russian Federation. Proc. 7<sup>th</sup> Tsuruga Int. Energy Forum, November 19-20, 2010. – Tsuruga, Fukui, Japan. – PP. 10-12.
12. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций – (ОПБ-88/97)(ПНАЭ Г-01-011-97). Основные термины и определения п.13. Интернет-ресурс [https://ohranatruda.ru/ot\\_biblio/normativ/data\\_normativ/8/8253/](https://ohranatruda.ru/ot_biblio/normativ/data_normativ/8/8253/)
13. *Ваганов А.* Стратегически важный реактор // Независимая газета. – 2002. – Вып. 19 (3103).
14. *Сила-Новицкий А.* (НИКИЭТ). Быстрые реакторы для крупномасштабной ядерной энергетики. Интернет-ресурс <http://atominfo.ru>
15. *Костин В.И.* Нелегкий выбор. О задачах развития широкомасштабной гражданской атомной энергетики и проблеме выбора реакторных технологий для её реализации. Интернет-ресурс <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=911/>
16. *Орлов В.В.* Инициатива Президента Российской Федерации и долгосрочная стратегия Минатома России. По поводу статьи Н. Пономарева-Степного в журнале «Ядерный контроль», № 2, 2001 г. Интернет-ресурс <http://archive.li/c0unH>
17. *Chebeskov A.N., Korobeynikov V.V., Kudryavtsev E.G., Tikhomirov B.B.* Quantitative Approach to Evaluate Attractiveness of Nuclear Fuel Cycle Materials. Int. Conf. «Multilateral Technical and Organizational Approaches to the Nuclear Fuel Cycle Aimed at Strengthening the Non-proliferation Regime». Moscow, 13-15 July, 2005. – PP. 2-3.
18. *Carson Mark J.* Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium. // Science&Global Security. –1993. – No. 4. – PP. 111-128.
19. *Waltar Alan E., Todd Donald R., Tsvetkov Pavel V.* Fast Spectrum Reactors. – Springer Science + Business Media, LLC 2012. – PP. 64-66.
20. *Глестон С., Эдлунд М.* Основы теории ядерных реакторов. – М.: Издательство иностранной литературы, 1954. – С. 148-155.

Поступила в редакцию 30.09.2016 г.

#### Авторы

Львова Евгения Михайловна, младший научный сотрудник  
E-mail: [evgen@ippe.ru](mailto:evgen@ippe.ru)

Чебесков Александр Николаевич, главный научный сотрудник, др. техн. наук,  
E-mail: [chebes@ippe.ru](mailto:chebes@ippe.ru).

**ANALYSIS OF ATTRACTIVENESS OF NUCLEAR MATERIALS  
AS APPLIED TO THE ON-SITE FUEL CYCLE OF NATURALLY SAFE  
FAST REACTORS**

Lvova E.M., Chebeskov A.N.

JSC «SSC RF-IPPE». 1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

## ABSTRACT

By now, a fairly stable concept of «attractiveness of nuclear materials» has been formed in scientific literature. This term implies that nuclear materials which are in the civil fuel cycle may be used for making primitive nuclear explosive devices or even nuclear weapon. This concept serves as a comparative analysis of various nuclear materials for their possible unauthorized application. Attractiveness of nuclear materials is primarily defined by their nuclear physical properties, i.e., properties inherent in these materials. First of all, these properties include the capability of the considered material to produce a self-sustaining chain reaction. Otherwise, this material will be absolutely unattractive for the above-mentioned purposes. Besides this main property, important characteristics of nuclear materials influencing their attractiveness are the neutron background and heat emission. This paper presents an analysis of fuel compositions in the fuel cycle of naturally safe BR-1200 fast reactors (BREST-1200) with an on-site NFC infrastructure in terms of their attractiveness. The objects of research are the elementary systems in the form of spheres containing nuclear materials of the BR-1200 fast reactor fuel cycle without neutron reflectors and surrounded with such reflectors made from various materials. At the same time, for each system its critical state is defined and the main properties characterizing the attractiveness of nuclear materials are calculated, taking into account materials and thicknesses of the neutron reflectors.

**Key words:** BR-1200 fast reactor, attractiveness of reactor fuel for unauthorized applications, uranium nitride, mixed nitride uranium-plutonium fuel, critical system with neutron reflectors, beryllium, tungsten.

## REFERENCES

1. Available at:  
<http://www.riatomsk.ru/article/20151020/sooruzhenie-novejshego-reaktora-brest-300-seversk-2016> (in Russian).
2. Avrorin E.N., Chebeskov A.N. Fast Reactors and Nuclear Nonproliferation. Proc. Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles «Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13)», Paris, France, 4-7 March, 2013, pp. 5-6.
3. Chebeskov A.N., Decusar V.M. Evaluation of the Scenario for Innovative Russian Nuclear Power development. Proc. 2007 ANS/ENS Int. Meeting «Making the Renaissance Real», US, Washington DC, 11-15 September, 2007, pp. 8-9.
4. Chebeskov A.N., Butler J, Dyer J., Edmunds T., Jia J., Oussanov V. *Advances in Decision Analysis*, Cambridge University Press 2007, pp. 489-513.
5. Chebeskov A.N, Whitlock J., Bari R. Status of the Gen-IV Proliferation Resistance and Physical Protection (PRPP) Evaluation Methodology. The IAEA Int. Safeguards Symp., 20-24 Oct, 2014, pp. 28-31.
6. Chebeskov A.N, Kagramanyan V.S. Role of the International Fuel Centers with Fast Reactors in Minimization of Proliferation Risk. Proc. 16<sup>th</sup> Pacific Basin Nuclear Conf. (16PBNC). Oct 13-18, 2008. Aomori, Japan, pp.7-8.
7. Chebeskov A.N, Kagramanyan V.S. International Nuclear Fuel Centers in Global Nuclear

Power Infrastructure. Int. Workshop on Non-Proliferation Embedded at The XI Int. Conf. «Nuclear Safety&Nuclear Education». Obninsk, Russia, Sep 30 – Oct 2, 2009. Obninsk. Central Institute for Continuing Education&Training Publ., 2009, pp. 7-8.

8. Chebeskov A.N. New Technological Platform of Nuclear Power. Int. Workshop «Multilateral Concepts of Nuclear Fuel Cycle in Asia Pacific». The University of Tokyo, 26-27 Oct, 2009, pp. 8-12.

9. Chebeskov A.N, Kagramanyan V.S. Role of the International Fuel Centers with Fast Reactors in Minimization of Proliferation Risk. Proc. of Global 2009, Paris, France, Sep 6-11, 2009, p. 8.

10. Chebeskov A.N, Poplavskaya E.V. International nuclear fuel cycle centers in the global infrastructure of nuclear power (Technological aspects of the problem). «Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09)», Dec 7-11, 2009, Kyoto, Japan, pp. 7-8.

11. Chebeskov A.N., Poplavsky V.M. Status and Trends of Development of Fast Reactor Technology in the Russian Federation. Proc. 7<sup>th</sup> Tsuruga Int. Energy Forum. Nov 19-20, 2010, Tsuruga, Fukui, Japan, pp. 10-12.

12. General provisions of safety of nuclear power plants –(OPB-88/97) (PNAEG-01-011-97). Basic terms and definitions, p.13. Available at: [https://ohranatruda.ru/ot\\_biblio/normativ/data\\_normativ/8/8253/](https://ohranatruda.ru/ot_biblio/normativ/data_normativ/8/8253/) (in Russian).

13. Vaganov A. Strategically important reactor. *Nezavisimaya gazeta*. 2002,iss. 19 (3103) (in Russian).

14. Sila-Novitsky A. (NIKIET). Fast reactors for large-scale nuclear power. Available at: <http://atominfo.ru> (in Russian).

15. Kostin V.I. Hard choice. About problems of development of large-scale civil nuclear power and a problem of the choice of reactor technologies for its realization. Available at: <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=911/> (in Russian).

16. Orlov V.V. Initiative of the President of the Russian Federation and long-term strategy of Ministry of Atomic Energy of Russia. Concerning N. Ponomarev-Stepny's article in the Nuclear Control journal. Available at: <http://archive.li/c0unH> (in Russian).

17. Chebeskov A.N., Korobeynikov V.V., Kudryavtsev E.G., Tikhomirov B.B. Quantitative Approach to Evaluate Attractiveness of Nuclear Fuel Cycle Materials. Int. Conf. «Multilateral Technical and Organizational Approaches to the Nuclear Fuel Cycle Aimed at Strengthening the Non-proliferation Regime» Moscow, 13-15 Jul, 2005, pp. 2-3.

18. Carson Mark J. Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium. *Science&Global Security*. 1993, no. 4, pp. 111-128.

19. Waltar Alan E., Todd Donald R., Tsvetkov Pavel V. Fast Spectrum Reactors. Springer Science + Business Media, LLC 2012, pp. 64-66.

20. Glasston S., Edlund M. Osnovy teorii yadernyh reaktorov [Foundations of the theory of nuclear reactors]. Moscow. Inostrannaya Literatura Publ., 1954, pp. 148-155 (in Russian).

#### Authors

L'vova Evgeniya Mikhajlovna, Junior Research Scientist

E-mail: [evgen@ippe.ru](mailto:evgen@ippe.ru)

Chebeskov Aleksandr Nikolaevich, Principal Researcher, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: [chebes@ippe.ru](mailto:chebes@ippe.ru)