

АНАЛИЗ ПРИВЛЕКАТЕЛЬНОСТИ МАТЕРИАЛОВ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ТОПЛИВНОМУ ЦИКЛУ БЫСТРОГО РЕАКТОРА ТИПА БН БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ

Е.М. Львова, А.Н. Чебесков

*АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского
249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1*



Ядерный топливный цикл быстрых реакторов содержит материалы, которые могут потенциально использоваться для изготовления ядерных взрывных устройств или производства ядерного оружия. При рассмотрении проблемы нераспространения ядерного оружия и ядерного терроризма к таким материалам принято применять понятие привлекательности, позволяющее оценивать потенциальную возможность их использования в незаявленной деятельности. Привлекательность ядерных материалов, в первую очередь, оценивается по их нейтронно-физическим свойствам. Представлены результаты анализа привлекательности различных видов топливных композиций применительно к топливному циклу быстрого натриевого реактора большой мощности типа БН1200 при различных вариациях его стартовых загрузок и режимов выхода на стационарный состав топлива. Объектом исследования являлись простейшие системы, содержащие топливные композиции быстрого реактора типа БН-1200, в виде сферических сборок без отражателей и окруженные простейшими отражателями нейтронов. Для каждой системы определялось ее критическое состояние и для этого состояния находились основные нейтронно-физические свойства рассматриваемых топливных композиций.

Ключевые слова: нераспространение ядерного оружия, привлекательность ядерных материалов, быстрый натриевый реактор большой мощности, оксидное урановое топливо, нитридное урановое топливо, смешанное оксидное уран-плутониевое топливо, смешанное нитридное уран-плутониевое топливо, критическая сборка, отражатель нейтронов, критическая масса, бериллий, вольфрам.

ВВЕДЕНИЕ

Энергоблоки с ядерными реакторами на быстрых нейтронах могут существенно расширить топливную базу атомной энергетики и снизить объемы радиоактивных отходов за счет организации замкнутого ядерно-топливного цикла. Технологиями реакторов на быстрых нейтронах обладают лишь некоторые страны, и Россия является мировым лидером в этом направлении. Достаточно отметить успешную эксплуатацию на Белоярской АЭС единственного в мире быстрого натриевого реактора БН-600 в течение 35-ти лет, что является, безусловно, мировым достижением. Сооружение быстрого натриевого реактора БН-800 на Белоярской площадке, подключение его к сети и работы по выходу

© *Е.М. Львова, А.Н. Чебесков, 2016*

ду его на 100%-ый уровень мощности, которые проводятся в настоящее время, демонстрируют дальнейшие успехи России по освоению технологии быстрых реакторов [1 – 5]. Реактор БН-800, в отличие от БН-600, будет работать на МОХ-топливе с отработкой элементов замкнутого топливного цикла [2, 6].

Ядерный топливный цикл (ЯТЦ) быстрых реакторов содержит материалы, которые могут потенциально служить для изготовления примитивных ядерных взрывных устройств (ЯВУ) и при некоторой дополнительной обработке для производства ядерного оружия (ЯО) [3, 7]. При этом необходимо учитывать, что потенциальный пролифератор на уровне государства будет стремиться к созданию работоспособного и достаточно мощного ядерного оружия сравнительно небольшой массы и размеров, чтобы иметь возможность его доставки за пределы этого государства [3, 8 – 10]. Такое государство, по-видимому, будет разрабатывать технологии для дополнительной серьезной обработки ядерного материала, полученного из топливного цикла ядерной энергетики, поскольку такие материалы без дополнительной обработки имеют сравнительно большую величину критической массы. С другой стороны, можно предположить, что целями субнациональных и (или) террористических группировок является изготовление примитивного ядерного заряда из похищенных в ЯТЦ материалов без их предварительной серьезной технологической обработки, поскольку предполагается использование такого ядерного заряда на территории данного государства, обеспечив его транспортировку к месту проведения акции всеми доступными средствами [4, 11 – 15].

Для настоящего анализа интерес, конечно, представляют ядерные материалы, способные поддерживать цепную реакцию деления при не очень больших значениях критической массы. Наличие критической массы является ключевым свойством материала, и оно является необходимым, но не достаточным условием «привлекательности» при выборе материала для его несанкционированного использования [16].

Кроме значения критической массы, которая должна иметь какие-то практически реальные величины, позволяющие осуществить транспортировку ЯВУ тем или иным доступным способом к месту проведения преступной акции, важными характеристиками ядерных материалов с точки зрения их несанкционированного применения являются нейтронный фон и уровень тепловыделения. Нейтронный фон ядерного материала образуется за счет спонтанного деления тяжелых ядер, в основном, урана и плутония. Дополнительный выход нейтронов происходит за счет (α -n)-реакций на легких элементах, в основном, на кислороде. При достаточно высоком нейтронном фоне вероятность проведения ядерного взрыва со значительным выходом энергии весьма мала, поскольку высокий нейтронный фон неизбежно приведет к началу преждевременной цепной реакции деления – предетонации, практически исключающей вероятность номинального выхода энергии [17].

Тепловыделение, т.е. нагрев ядерного материала, происходит, в основном, за счет α -распада и других процессов распада тяжелых изотопов, содержащихся в материале. Значительный нагрев материала затрудняет обращение с ним, но главным фактором является влияние высокой температуры на слой химической взрывчатки, которая непосредственно примыкает ядерному материалу. При достаточно высокой температуре эта взрывчатка теряет свои свойства и нарушает работоспособность ядерного заряда. Для снижения температуры возможны всякие ухищрения, однако они приводят к усложнению конструкции [18].

Кроме рассмотренных выше характеристик ядерных материалов, влияющих на размеры, массу и работоспособность ядерного заряда, необходимо отметить радиоактивный фон, который практически не влияет на размеры и работоспособность, но затрудняет потенциальным пролифераторам обращение с таким материалом и в то же время облегчает обнаружение такого материала .

В работе приведены результаты анализа привлекательности топливных композиций быстрого натриевого реактора большой мощности типа БН-1200 по их основным нейтронно-физическим характеристикам. Технологические факторы, имеющие отношение к дополнительной обработке материалов ЯТЦ, являются предметом дальнейших исследований. Расчетные исследования проводились с использованием программы MMKENO с системой константного обеспечения ABBN 93.

ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ

Привлекательность ядерных материалов определяют по их нейтронно-физическим свойствам, внутренне присущим этим материалам и позволяющим осуществить самоподдерживающую цепную реакцию деления [16]. В данном исследовании рассматривались следующие свойства: критическая масса (M); собственный нейтронный фон (НФ); тепловыделение (ТВ); радиоактивность (A). Анализируются топливные композиции, которые могут быть использованы в рассматриваемом реакторе: двуокись урана (UO_2), нитрид урана (UN), смешанное оксидное уран-плутониевое топливо $((U+Pu)O_2, MOX)$ и смешанное нитридное уран-плутониевое топливо $((U+Pu)N, СНУП)$.

Для расчетов нейтронно-физических характеристик топливных композиций были получены их изотопные составы для следующих состояний: свежее топливо, загружаемое в активную зону и в экраны (свежая загрузка); облученное топливо, выгружаемое из реактора после первой полной кампании топлива (выгрузка).

Изотопный состав свежего UO_2 -топлива (%): ^{235}U 17,8; ^{238}U 82,2. Изотопный состав UO_2 топлива, выгружаемого из реактора после первой полной кампании (%): ^{235}U – 9,87; ^{236}U – 1,75; ^{238}U – 74,7; ^{238}Pu – $2,16 \cdot 10^{-2}$; ^{239}Pu – 4,6; ^{240}Pu – 0,354; ^{241}Pu – $1,74 \cdot 10^{-2}$; ^{242}Pu – $6,33 \cdot 10^{-4}$; ^{241}Am – $8,07 \cdot 10^{-4}$; ^{243}Am – $1,93 \cdot 10^{-5}$; ^{237}Np – 0,134; ^{239}Np – $1,45 \cdot 10^{-2}$; продукты деления ^{235}U – 9,56.

Изотопный состав свежего UN-топлива (%): ^{235}U – 14,4; ^{238}U – 85,6. Изотопный состав UN-топлива, выгружаемого из реактора после первой полной кампании (%): ^{235}U – 7,81; ^{236}U – 1,26; ^{238}U – 79,0; ^{238}Pu – $1,36 \cdot 10^{-2}$; ^{239}Pu – 4,11; ^{240}Pu – 0,266; ^{241}Pu – $1,29 \cdot 10^{-2}$; ^{242}Pu – $3,91 \cdot 10^{-4}$; ^{241}Am – $6,08 \cdot 10^{-4}$; ^{243}Am – $1,11 \cdot 10^{-5}$; ^{237}Np – $9,59 \cdot 10^{-2}$; ^{239}Np – $1,27 \cdot 10^{-2}$; ^{244}Cm – $5,38 \cdot 10^{-7}$; продукты деления ^{235}U – 7,55.

Изотопный состав свежего MOX-топлива (%): ^{235}U – $8,18 \cdot 10^{-2}$; ^{238}U – 82,7; ^{238}Pu – 0,256; ^{239}Pu – 10,5; ^{240}Pu – 4,26; ^{241}Pu – 1,3; ^{242}Pu – 0,852. Изотопный состав MOX-топлива, выгружаемого из реактора после первой полной кампании (%): ^{235}U – $3,65 \cdot 10^{-2}$; ^{236}U – $8,99 \cdot 10^{-3}$; ^{238}U – 73,8; ^{238}Pu – 0,17; ^{239}Pu – 10,0; ^{240}Pu – 4,65; ^{241}Pu – 0,884; ^{242}Pu – 0,809; ^{241}Am – 0,146; ^{243}Am – 0,103; ^{239}Np – $1,71 \cdot 10^{-2}$; ^{244}Cm – $1,84 \cdot 10^{-2}$; продукты деления ^{239}Pu – 9,3.

Изотопный состав свежего СНУП-топлива (%): ^{235}U $8,64 \cdot 10^{-2}$; ^{238}U – 86,4; ^{238}Pu – 0,202; ^{239}Pu – 8,29; ^{240}Pu – 3,35; ^{241}Pu – 0,973; ^{242}Pu – 0,669; ^{241}Am – $4,76 \cdot 10^{-4}$. Изотопный состав СНУП топлива, выгружаемого из реактора после первой полной кампании (%): ^{235}U – 0,785; ^{236}U – $4,18 \cdot 10^{-2}$; ^{238}U – $8,68 \cdot 10^{-3}$; ^{238}Pu – 0,145; ^{239}Pu – 8,78; ^{240}Pu – 3,63; ^{241}Pu – 0,672; ^{242}Pu – 0,63; ^{241}Am – 0,14; ^{243}Am – $7,23 \cdot 10^{-2}$; ^{239}Np $1,51 \cdot 10^{-2}$; ^{244}Cm – $1,11 \cdot 10^{-2}$; продукты деления ^{239}Pu – 7,43.

Следует отметить, что при принятой в данных исследованиях процедуре расчетов, в первую очередь, определялись критическое состояние системы и ее критическая масса. Все остальные характеристики (тепловыделение, нейтронный фон, активность) рассчитывались применительно к критической массе топливной композиции, и фактически при изменении критической массы эти величины меняются пропорционально для данной топливной композиции. При необходимости получение удельных характеристик не представляет большого труда.

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

В данном разделе приведены результаты расчетов нейтронно-физических характеристик критических систем без отражателей нейтронов и с отражателями нейтронов с топливными композициями быстрого натриевого реактора типа БН-1200 для рассматриваемых состояний топливных композиций. В качестве материалов отражателей рассматривались бериллий (Be) и вольфрам (W). Толщина отражателя была принята равной 10 см. Результаты представлены в табл. 1 – 4.

Таблица 1

Характеристики критической системы с урановым оксидным топливом

Параметр	Свежая загрузка			Выгрузка		
	Без отражателя	Материал отражателя		Без отражателя	Материал отражателя	
		Be 10 см	W 10 см		Be 10 см	W 10 см
$R_{кр}$, см	32,20	21,15	27,4	37,82	30,08	31,2
$M_{кр}$, кг	1454	412	896	2356	1186	1323
НФ, н/с	$1,47 \cdot 10^4$	$0,43 \cdot 10^4$	$0,90 \cdot 10^4$	$2,13 \cdot 10^7$	$1,07 \cdot 10^7$	$1,20 \cdot 10^7$
ТВ, Вт	$2 \cdot 10^{-2}$	0,006	0,013	502,65	253,05	282,27
A, Ки	0,85	0,24	0,52	$7,07 \cdot 10^7$	$3,56 \cdot 10^7$	$3,97 \cdot 10^7$

Таблица 2

Характеристики критической системы с урановым нитридным топливом

Параметр	Свежая загрузка			Выгрузка		
	Без отражателя	Материал отражателя		Без отражателя	Материал отражателя	
		Be 10 см	W 10 см		Be 10 см	W 10 см
$R_{кр}$, см	39,90	26,8	33,85	42,70	33,9	37,78
$M_{кр}$, кг	3 246	984	1982	3 979	1990	2756
НФ, н/с	$3,35 \cdot 10^4$	$1,01 \cdot 10^4$	$2,04 \cdot 10^4$	$2,61 \cdot 10^7$	$1,31 \cdot 10^7$	$1,81 \cdot 10^7$
ТВ, Вт	0,04	0,013	0,027	630,50	315,31	436,70
A, Ки	1,71	0,52	1,05	$1,04 \cdot 10^8$	$5,22 \cdot 10^7$	$7,23 \cdot 10^7$

Таблица 3

Характеристики критической системы с МОХ-топливом

Параметр	Свежая загрузка			Выгрузка		
	Без отражателя	Отражатель		Без отражателя	Отражатель	
		Be 10 см	W 10 см		Be 10 см	W 10 см
$R_{кр}$, см	29,50	20,33	25,20	34,39	27,85	30,65
$M_{кр}$, кг	1 118	366	697	1 772	941	1254
НФ, н/с	$1,08 \cdot 10^8$	$3,54 \cdot 10^7$	$6,75 \cdot 10^7$	$9,50 \cdot 10^9$	$5,05 \cdot 10^9$	$6,72 \cdot 10^9$
ТВ, Вт	$1,96 \cdot 10^3$	$0,64 \cdot 10^3$	$1,22 \cdot 10^3$	$3,47 \cdot 10^3$	$1,84 \cdot 10^3$	$2,46 \cdot 10^3$
A, Ки	$1,38 \cdot 10^6$	$4,52 \cdot 10^5$	$8,60 \cdot 10^5$	$6,38 \cdot 10^7$	$3,39 \cdot 10^7$	$4,52 \cdot 10^7$

Таблица 4

Характеристики критической системы со СНУП-топливом

Параметр	Свежая загрузка			Выгрузка		
	Без отражателя	Материал отражателя		Без отражателя	Материал отражателя	
		Ве 10 см	W 10 см		Ве 10 см	W 10 см
$R_{кр}$, см	36,00	25,57	30,66	38,05	30,80	33,5
$M_{кр}$, кг	2 384	854	1473	2 815	1493	1920
НФ, н/с	$1,08 \cdot 10^8$	$0,44 \cdot 10^8$	$0,67 \cdot 10^8$	$1,01 \cdot 10^{10}$	$5,35 \cdot 10^9$	$6,88 \cdot 10^9$
ТВ, Вт	$3,41 \cdot 10^3$	$1,25 \cdot 10^3$	$2,10 \cdot 10^3$	$4,36 \cdot 10^3$	$2,31 \cdot 10^3$	$2,97 \cdot 10^3$
A, Ки	$2,21 \cdot 10^6$	$0,79 \cdot 10^6$	$1,37 \cdot 10^6$	$8,96 \cdot 10^7$	$4,75 \cdot 10^7$	$6,11 \cdot 10^7$

Анализ полученных расчетных результатов для «голых» систем, показывает, что критическая масса рассмотренных топливных композиций значительна – превышает одну тонну. Наименьшей критической массой среди рассмотренных топливных композиций обладает свежее МОХ-топливо – 1118 кг. Для свежего и облученного уранового нитридного топлива критическая масса наибольшая среди рассмотренных топливных композиций – превышает три тонны. При облучении топлива в реакторе критическая масса его возрастает из-за выгорания основных топливных изотопов и образования продуктов деления.

Сравнение топливных композиций на основе урана показывает, что для нитридного топлива критическая масса системы без отражателя примерно в два раза больше, чем для оксидного. Это можно объяснить большей плотностью нитридного топлива и, как результат, меньшим его обогащением по сравнению с оксидным топливом. Как известно, для систем с быстрым спектром нейтронов величина критической массы обратно пропорциональна квадрату плотности материала системы [19].

Для смешанных уран-плутониевых композиций (МОХ- и СНУП-топлива) наблюдается примерно такая же закономерность, как и при сравнении композиций уранового оксидного и уранового нитридного топлива.

Нейтронный фон рассчитывался с учетом двух ядерно-физических процессов: спонтанного деления тяжелых ядер и (α -n)-реакции на кислороде. На азоте эта реакция не имеет сколько-нибудь заметного выхода нейтронов. Основной вклад в нейтронный фон дают четные изотопы плутония. Как и ожидалось, для свежего уранового топлива нейтронный фон критической системы без отражателя нейтронов имеет наименьшее значение – $\sim 10^4$ н/с для критической массы. При этом для нитридного топлива эта величина более чем в два раза выше, чем для оксидного. Для свежих композиций МОХ- и СНУП-топлива нейтронный фон критической системы без отражателя нейтронов составляет $\sim 10^8$ н/с для критической массы. Такое увеличение нейтронного фона по сравнению с урановым топливом связано с присутствием четных изотопов плутония в МОХ- и в СНУП-топливе. При облучении топливных композиций в ядерном реакторе значения нейтронного фона критической системы без отражателя нейтронов для уранового топлива возрастают примерно на три порядка из-за появления изотопов плутония и примерно на порядок – для композиций на смешанном уран-плутониевом топливе из-за увеличения доли четных изотопов плутония.

Тепловыделение топливных композиций связано с присутствием в них ^{238}Pu , а также изотопов америция и кюрия. Впрочем, доля вклада последних не представляет заметной величины по причине их сравнительно невысокой концентрации в топливе. По причине отсутствия плутония тепловыделение критической системы без отражателя

нейтронов для свежих композиций уранового топлива оксидного и нитридного весьма незначительно – сотые доли ватта на критическую массу. При облучении в реакторе уранового топлива тепловыделение существенно возрастает, в основном, за счет образующегося изотопа ^{238}Pu , достигая сотен ватт на критическую массу топлива. Для МОХ- и СНУП-топлива уровень тепловыделения свежего топлива составляет порядка сотен ватт на критическую массу и увеличивается при выгорании, достигая наибольших значений для отработавшего топлива на уровне 300 – 500 Вт на критическую.

Активность критических систем без отражателя нейтронов, содержащих свежее урановое топливо, невелика – не превышает одного кюри для критической массы оксидного топлива и двух кюри для критической массы нитридного топлива. С выгоранием активность резко возрастает, достигая $\sim 10^8$ Ки для критической массы топлива. Для систем, содержащих свежие МОХ- и СНУП-топлива, активность составляет $\sim 10^6$ Ки, увеличиваясь примерно на полтора порядка с выгоранием, что в одинаковой мере справедливо как для систем, содержащих МОХ-топливо, так и для систем, содержащих СНУП-топливо.

Эффективность материала, используемого в качестве отражателя, определяется средней длиной свободного пробега нейтронов до рассеяния в этом материале. Чем она меньше, тем отражатель лучше. Эффективность отражателя нейтронов зависит не только от материала, но и от его толщины. Наиболее эффективными являются толщины в пределах трех средних длин свободного пробега нейтронов в данном материале. При больших толщинах эффективность отражателя нейтронов снижается, и увеличение его размеров не приносит заметной выгоды в уменьшении критической массы системы [20].

Наиболее эффективным отражателем нейтронов является бериллий. Он особенно эффективно снижает критическую массу для систем, содержащих свежие топливные композиции, – примерно до 30% от критической массы «голой» системы. Для уранового оксидного топлива критическая масса системы с бериллиевым отражателем уменьшается до значений чуть больше 400 кг. С учетом небольшого нейтронного фона, тепловыделения и активности эта топливная композиция может представлять определенный интерес для пролифераторов. Для свежего МОХ-топлива критическая масса с бериллиевым отражателем еще меньше – немного превышает 350 кг. И хотя такая топливная композиция имеет существенно большие нейтронный фон и тепловыделение по сравнению с урановым топливом, она также может представлять определенный интерес для пролифераторов. Для нитридных топливных композиций с отражателем нейтронов из бериллия критические массы выше и составляют около 980 и 850 кг для уранового и СНУП-топлива соответственно.

Для выгоревших топливных композиций (выгрузка после первой полной кампании) эффективность бериллия как отражателя несколько ниже – до $\sim 50\%$ от критической массы «голой» системы. При этом практически для всех топливных композиций критическая масса примерно в два раза больше по сравнению с их свежими составами.

Эффективность отражателя из вольфрама по снижению критической массы существенно ниже по сравнению с бериллием.

При исследовании нейтронного фона и тепловыделения рассмотренных топливных композиций было отмечено, что для свежих композиций уранового топлива (оксидного и нитридного) величины нейтронного фона и тепловыделения сравнительно невелики, и они, по всей видимости, не смогут представлять каких-либо проблем для потенциальных пролифераторов. В этом случае главным препятствием будет сравнительно большое значение критической массы. Однако при наличии в руках потенциальных пролифераторов технологии обогащения это препятствие может быть

преодолимо за счет дообогащения свежего уранового топлива до более высоких значений при сравнительно небольших затратах на работу разделения [3].

Для свежих и выгоревших составов смешанных топливных композиций (МОХ- и СНУП-топлива), а также для выгоревших составов уранового оксидного и нитридного топлива величины нейтронного фона и тепловыделения критических сборок с отражателями нейтронов становятся весьма значительными и вместе с возросшей критической массой будут представлять практически непреодолимый барьер при попытке пролифераторов использовать их для создания ЯВУ.

Активность свежего уранового топлива, как оксидного, так и нитридного, невелика – не превышает 1 Ки для критической массы системы с отражателем нейтронов. С выгоранием активность резко возрастает, достигая $\sim 5 \cdot 10^7$ Ки для критической массы топлива. Для свежих смешанных уран-плутониевых композиций активность критической системы с отражателями нейтронов составляет $\sim 10^6$ Ки, увеличиваясь примерно на один – два порядка с выгоранием, что в одинаковой мере справедливо как для критической массы МОХ-топлива, так и для критической массы СНУП-топлива.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Расчетный анализ показал, что рассмотренные топливные композиции, которые могут быть использованы для загрузки большого быстрого реактора типа БН-1200 с натриевым теплоносителем, имеют достаточно большую критическую массу, превышающую одну тонну и более. При применении простейших отражателей нейтронов критическая масса рассматриваемых топливных композиций уменьшается примерно вдвое, но остается величиной довольно значительной. Для урановых композиций наименьшую критическую массу имеет свежее оксидное топливо с бериллиевым отражателем толщиной 10 см ~ 400 кг, что с учетом небольшого нейтронного фона, тепловыделения и активности эта топливная композиция может представлять определенный интерес для субнациональных и (или) террористических организаций.

Необходимо обратить внимание на изотопный состав плутония, который нарабатывается в активной зоне быстрого реактора при использовании в качестве стартовой загрузки уранового топлива. В отработавшем урановом топливе после первой кампании образуется плутоний с высоким содержанием ^{239}Pu – $\sim 93\%$. Отказ от бланкетов в быстром реакторе не решает эту проблему и фактически переводит наработку кондиционного плутония в активную зону с гораздо большей производительностью. Поэтому необходимы дальнейшие дополнительные исследования обсуждаемой проблемы при запуске быстрых реакторов на урановом топливе.

Применительно к ядерно-энергетическому комплексу России наибольшего внимания и защиты от хищений требуют условия при производстве уранового оксидного топлива для быстрых реакторов, а также при транспортировке такого топлива на АЭС, включая обращение с ним на АЭС до загрузки в реактор и после выгрузки из реактора.

Литература

1. Интернет-ресурс: <http://nuclear.ru/news/98344> от 10.02.2016 (На Белоярской АЭС завершился этап энергетического пуска блока №4 с РУ БН-800).
2. Поплавский В.М., Чебесков А.Н., Матвеев В.И. Реактор БН-800 как новый этап в развитии технологии быстрых натриевых реакторов. // Атомная энергия. - 2004. - Т. 96. - №. 6. - С. 426-432.
3. Avrorin E.N., Chebeskov A.N. Fast Reactors and Nuclear Nonproliferation. International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR13), Paris, France, 4-7 March 2013.
4. Chebeskov A.N., Poplavsky V.M. State of the Art and Trends of Development of Fast Reactor

Technology. Proceedings of GLOBAL 2011, Makuhari, Japan, 11-16 December 2011, Paper No. 357127.

5. *Chebeskov A.N.* An Approach to Proliferation Risk Assessment for Research Nuclear Reactors. Proceeding of the Russian-American Symposium on the Conversion of Research Reactors to Low Enriched Uranium Fuel, Moscow, Russia, 6-10 June, 2011.

6. *Hassberger James A., Isaacs Tom, Schock Robert N.* A Strategic Framework for Proliferation Resistance: A Systematic Approach for the Identification and Evaluation of Technology Opportunities to Enhance the Proliferation Resistance of Civilian Nuclear Energy Systems. Global 2001 International Conference, Paris, France, 10-13 September 2001.

7. *Chebeskov A.N., Decusar V.M.* Evaluation of the Scenario for Innovative Russian Nuclear Power development. Proceeding of the 2007 ANS/ENS International Meeting «Making the Renaissance Real», US, Washington DC, 11-15 September, 2007.

8. *Chebeskov A.N., Butler J., Dyer J., Edmunds T., Jia J., Oussanov V.* Advances in Decision Analysis, Cambridge University Press 2007. – PP. 489-513.

9. *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.

10. *Chebeskov A.N., Kagramanyan V.S.* Role of the International Fuel Centers with Fast Reactors in Minimization of Proliferation Risk. Proceeding of the 16th Pacific Basin Nuclear Conference (16PBNC). Oct. 13-18, 2008. Aomori, Japan.

11. *Chebeskov A.N., Kagramanyan V.S.* International Nuclear Fuel Centers in Global Nuclear Power Infrastructure. Int. Workshop on Non-Proliferation Embedded at The XI International Conference «Nuclear Safety&Nuclear Education» Central Institute for Continuing Education&Training, Obninsk, Russian Federation, September 30 – October 2, 2009.

12. *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.

13. *Chebeskov A.N., Kagramanyan V.S.* Role of the International Fuel Centers with Fast Reactors in Minimization of Proliferation Risk. Proceedings of Global 2009, Paris, France, September 6-11, 2009.

14. *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.

15. *Chebeskov A.N., Poplavsky V.M.* Status and Trends of Development of Fast Reactor Technology in the Russian Federation. Proceeding of the 7th Tsuruga Int. Energy Forum, November 19-20, 2010, Tsuruga, Fukui, Japan.

16. *Chebeskov A.N., Korobeynikov V.V., Kudryavtsev E.G., Tikhomirov B.B.* Quantitative Approach to Evaluate Attractiveness of Nuclear Fuel Cycle Materials. International Conference, Moscow, 13-15 July, 2005.

17. *Carson Mark J.* Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium. // Science&Global Security. – 1993. – №4. – PP. 111-128.

18. *Kessler G.* Proliferation-Proof Uranium/Plutonium Fuel Cycles. Safeguards and Non-Proliferation. KIT Scientific Publishing, ISBN 978-3-86644-614-4, p. 372, 2011.

19. *Waltar Alan E., Todd Donald R., Tsvetkov Pavel V.* Editors Fast Spectrum Reactors. ISBN 978-1-4419-9571-1 e-ISBN 978-1-4419-9572-8, DOI 10.1007/978-1-4419-9572-8.

20. *Глестон С., Эдлунд М.* Основы теории ядерных реакторов. – М.: Издательство иностранной литературы, 1954.

Поступила в редакцию 10.02.2016 г.

Авторы

Львова Евгения Михайловна, младший научный сотрудник

E-mail: evgen@ippe.ru

Чебесков Александр Николаевич, главный научный сотрудник, доктор техн. наук

E-mail: chebes@ippe.ru

UDC 621.039.51

ANALYSES OF THE ATTRACTIVENESS OF MATERIALS AS APPLIED TO THE FUEL CYCLE OF LARGE CAPACITY FAST REACTOR OF BN-TYPE

L'vova E.M., Chebeskov A.N.

JSC «SSC RF-IPPE» n.a. A.I. Leypunsky

1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

Nuclear fuel cycle of fast reactors contains material which is directly or with some additional processing can potentially be used to manufacture a primitive nuclear explosive device or even for the production of powerful nuclear weapons. When considering the problem of non-proliferation of nuclear weapons and nuclear terrorism it is customary to apply to such materials the notion of attractiveness, in other words, to evaluate the potential use of these materials in undeclared activities. The attractiveness of nuclear materials in the first turn is estimated according to their intrinsic neutron-physical properties. The value of critical mass is a key characteristic in the choice of nuclear material that can be used to manufacture nuclear explosive devices. In addition to critical mass, important characteristics of nuclear materials are neutron background and heat generation. The high neutron background will inevitably lead to the premature start of the chain fission reaction – predetonation, which practically excludes the possibility of nominal energy yield. Significant level of heat generation of nuclear material complicates its treatment, but the main factor is the influence of high temperature on the degradation of chemical explosives, which is directly adjacent nuclear material and at a sufficiently high temperature of nuclear material the chemical explosive loses its properties and breaks the performance of a nuclear charge.

This paper presents the results of the study of the attractiveness of different types of fuel compositions according to their neutron-physical properties as applied to the fuel cycle of sodium fast reactor of high capacity (BN-1200 type) for different options of the reactor start loading and reaching steady-state conditions. The objects of the study are the simplest systems in the form of spherical assemblies containing the fuel compositions of the fast reactor BN-1200 type without reflectors and surrounded by elementary neutron reflectors. Critical state is defined for each such a system and for this state main neutron-physical properties are calculated.

Key words: non-proliferation of nuclear weapons, attractiveness of nuclear materials, fast sodium reactor of large capacity, uranium oxide, uranium nitride, mixed oxide uranium-plutonium fuel, mixed nitride uranium-plutonium fuel, critical assemblies, neutron reflector, critical mass, beryllium, tungsten.

REFERENCES

1. Available at: <http://nuclear.ru/news/98344> от 10.02.2016 (Na Beloyarskoj AES zavershilsya etap energeticheskogo puska bloka №4 s RU BN-800) [First power program completed at Beloyarsk-4 with BN-800 reactor] (in Russian).
2. Poplavskiy V.M., Chebeskov A.N., Matveev V.I. Reaktor BN-800 kak novyj etap v razvitii tehnologii bystryh natrievyh reaktorov [BN-800 as a new stage in the development of technology of fast neutron reactors]. *Atomnaya energiya*. 2004, v. 96, no. 6, pp. 426-432 (in Russian).
3. Avrorin E.N., Chebeskov A.N. Fast Reactors and Nuclear Nonproliferation. International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR13), Paris, France, 4-7 March 2013.

4. Chebeskov A.N., Poplavsky V.M. State of the Art and Trends of Development of Fast Reactor Technology. Proceedings of GLOBAL 2011, Makuhari, Japan, 11-16 December 2011, Paper No. 357127.
5. Chebeskov A.N. An Approach to Proliferation Risk Assessment for Research Nuclear Reactors. Proceeding of the Russian-American Symposium on the Conversion of Research Reactors to Low Enriched Uranium Fuel, Moscow, Russia, 6-10 June, 2011.
6. Hassberger James A., Isaacs Tom, Schock Robert N. A Strategic Framework for Proliferation Resistance: A Systematic Approach for the Identification and Evaluation of Technology Opportunities to Enhance the Proliferation Resistance of Civilian Nuclear Energy Systems. Global 2001 International Conference, Paris, France, 10-13 September 2001.
7. Chebeskov A.N, Decusar V.M. Evaluation of the Scenario for Innovative Russian Nuclear Power development. Proceeding of the 2007 ANS/ENS International Meeting «Making the Renaissance Real», US, Washington DC, 11-15 September, 2007.
8. Chebeskov A.N., Butler J., Dyer J., Edmunds T., Jia J., Oussanov V. Advances in Decision Analysis, Cambridge University Press 2007, pp. 489-513.
9. 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.
10. Chebeskov A.N, Kagramanyan V.S. Role of the International Fuel Centers with Fast Reactors in Minimization of Proliferation Risk. Proceeding of the 16th Pacific Basin Nuclear Conference (16PBNC). Oct. 13-18, 2008. Aomori, Japan.
11. Chebeskov A.N, Kagramanyan V.S. International Nuclear Fuel Centers in Global Nuclear Power Infrastructure. Int. Workshop on Non-Proliferation Embedded at The XI International Conference «Nuclear Safety&Nuclear Education» Central Institute for Continuing Education&Training, Obninsk, Russian Federation, September 30 – October 2, 2009.
12. 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.
13. Chebeskov A.N, Kagramanyan V.S. «Role of the International Fuel Centers with Fast Reactors in Minimization of Proliferation Risk». Proceedings of Global 2009, Paris, France, September 6-11, 2009.
14. 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.
15. Chebeskov A.N., Poplavsky V.M. Status and Tends of Development of Fast Reactor Technology in the Russian Federation. Proceeding of the 7th Tsuruga Int. Energy Forum, November 19-20, 2010, Tsuruga, Fukui, Japan.
16. Chebeskov A.N., Korobeynikov V.V., Kudryavtsev E.G., Tikhomirov B.B. Quantitative Approach to Evaluate Attractiveness of Nuclear Fuel Cycle Materials. International Conference, Moscow, 13-15 July, 2005.
17. Carson Mark J.. Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium. *Science&Global Security*. 1993, no. 4, pp. 111-128, 1993.
18. Kessler G. Proliferation-Proof Uranium/Plutonium Fuel Cycles. Safeguards and Non-Proliferation. KIT Scientific Publishing, ISBN 978-3-86644-614-4, p. 372, 2011.
19. Waltar A.E., Todd D.R., Tsvetkov P.V. Editors Fast Spectrum Reactors. ISBN 978-1-4419-9571-1 e-ISBN 978-1-4419-9572-8, DOI 10.1007/978-1-4419-9572-8.
20. Glesston S., Edlund M. Osnovy teorii jadernyh reaktorov [Foundations of the theory of nuclear reactors]. Moscow. Inostrannaya Literatura Publ., 1954 (in Russian).

Authors

L'vova Evgeniya Mihajlovna, Junior Research Scientist

E-mail: evgen@ippe.ru

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

E-mail: chebes@ippe.ru