

О ПОВЫШЕНИИ КОЭФФИЦИЕНТА КАЧЕСТВА И ЭФФЕКТИВНОСТИ УТИЛИЗАЦИИ ИЗБЫТОЧНЫХ НЕЙТРОНОВ В РЕАКТОРЕ МБИР

В. Ю. Волков, В. С. Окунев

Московский государственный технический университет
им. Н.Э. Баумана, Москва
(e-mail: en7@power.bmstu.ru)

Рассмотрена возможность повышения коэффициента качества проекта реактора МБИР за счет перехода к виброуплотненному MOX-U-топливу на основе оружейного плутония и бесчехловой конструкции ТВС. Нейтроны, вылетающие из активной зоны, предлагается использовать для трансмутации технеция-99 и углерода-14 в боковом отражателе реактора.

Ключевые слова: коэффициент качества, виброуплотненное MOX-U-топливо, трансмутации технеция-99 и углерода-14.

ON INCREASING THE COEFFICIENT OF QUALITY AND THE EFFICIENCY OF RECYCLING OF SUPERFLUOUS NEUTRONS IN MBIR REACTOR

V. Yu. Volkov, V. S. Okunev

Bauman Moscow State Technical University, Moscow
(e-mail: en7@power.bmstu.ru)

The possibility to increase of coefficient of quality of the MBIR reactor project at the expense of changeover to the vibrated MOX-U-fuel on the basis of weapon-grade plutonium and fuel assemblies without fuel claddings is considered. It is offered to use the neutrons, leaving the reactor core, for transmutation of technetium-99 and carbon-14 in a side reflector of the reactor.

Keywords: coefficient of quality, vibrated MOX-U-fuel, technetium-99 and carbon-14 transmutation.

Введение. В соответствии с Федеральной целевой программой (ФЦП) “Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года” [1], принятой Правительством РФ, ключевыми технологиями новой технологической платформы развития ядерной энергетики России являются реакторы на быстрых нейтронах (быстрые реакторы) повышенной безопасности, плотное топливо, сухая переработка отработавшего ядерного топлива, окончательное удаление радиоактивных отходов. Среди первоочередных задач реализации ФЦП — разработка проекта прототипа коммерческого энергоблока реактора на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением и смешанным уран-плутониевым оксидным (MOX) топливом, модернизация экспериментальной базы, предполагающая сооружение многоцелевого быстрого исследовательского реактора (МБИР) с натриевым теплоносителем со свинцовой, свинцово-висмутовой и другими петлями, необходимыми для эксперименталь-

ного обоснования принятых решений, в том числе по быстрым реакторам с тяжелым теплоносителем и смешанным мононитридным (MN) топливом.

Специалистами ОАО НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала предложен концептуальный проект исследовательского реактора МБИР (главный конструктор И.Т. Третьяков) [2], призванного в ближайшие годы (планируемый срок ввода в эксплуатацию МБИР на площадке ОАО ГНЦ НИИАР — 2019 г.) заменить опытный реактор БОР-60, который эксплуатируется в НИИАР с 1968 г., и максимально расширить возможности для экспериментальных исследований по отработке и обоснованию новых решений и новых материалов ядерной техники. В реакторе МБИР предполагается использовать МОХ-топливо. Конструкция реактора предусматривает наличие петлевых каналов (одного центрального и двух в боковом экране [2]) для испытаний тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов) и экспериментальных разборных тепловыделяющих сборок (ТВС) с небольшим числом ТВЭЛов быстрых реакторов в том числе с тяжелым теплоносителем. В центре активной зоны размещен центральный петлевой канал (ЦПК). Активная зона окружена боковым стальным отражателем (8–9 рядов), представляющим собой сборки с “холостыми” ТВЭлами — стержнями из коррозионно-стойкой стали [2]. С одной стороны от активной зоны в боковом отражателе размещены два петлевых канала (ПК-1 и ПК-2), с другой — внутриреакторное хранилище (имеющее форму полукольца в сечении активной зоны горизонтальной плоскостью), содержащее 41 ТВС с отработавшим топливом, замещающее 6-й ряд (точнее половину этого ряда) сборок отражателя [2].

Многоцелевой быстрый исследовательский реактор может стать основным аппаратом для отработки технологий коммерческих быстрых реакторов типа БН четвертого поколения с перспективными видами топлива (виброуплотненного МОХ с урановым геттером кислорода [3], а в перспективе и при необходимости — MN), отработки технологий утилизации (трансмутации) долгоживущих радиоактивных отходов, отработки технологий реакторов нового поколения на быстрых нейтронах со свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителем с MN- и МОХ-топливом.

Задачи исследований. Альтернативный вариант активной зоны. Авторами проанализированы возможности и преимущества использования некоторых научно-технических решений, приводящих к повышению коэффициента качества реактора МБИР и эффективности использования нейтронов, вылетающих из активной зоны.

Учитывая основные цели и задачи ФЦП, необходимости комплексного развития технологий, выделенных в Программе в качестве ключе-

вых, обеспечения надежности, безопасности и экономической эффективности быстрых реакторов нового поколения, а также реальные возможности отечественного энергомашиностроения, значительные успехи российских ученых в разработке новых топливных и конструкционных материалов (МОХ-топлива с урановым геттером кислорода [3], малоактивируемых сталей, сталей, упрочненных наноксидами иттрия [4]), авторы предлагают возможный вариант активной зоны реактора МБИР, несколько отличающийся от разрабатываемого специалистами предприятия Главного конструктора — ОАО НИКИЭТ им. Н.А. Доллежаля. Эти отличия состоят в следующем.

1. Предлагается использовать виброуплотненное МОХ-топливо на основе оружейного плутония с урановым геттером кислорода (10 % по массе).

2. Исследовательские петлевые каналы для испытаний твэлов и экспериментальных ТВС реакторов типа БРЕСТ [5] предлагается изготавливать из стали ЭП-450 с вольфрамовым слоем, нанесенным на внутреннюю поверхность с помощью низкотемпературного плазменного напыления.

3. Нейтроны — полезный продукт исследовательского реактора. Для эффективного использования нейтронов предлагается частично или полностью заменить боковой стальной отражатель, содержащий сборки из “холостых” твэлов (стальных стержней), сборками, содержащими трубки с радиоактивными отходами (^{99}Tc и/или ^{14}C) с целью трансмутации последних.

4. Для увеличения плотности нейтронов в реакторе и исследовательских каналах из активной зоны целесообразно убрать “лишние” поглощающие материалы — чехлы ТВС, уменьшить толщину стенок петлевых каналов (что возможно при использовании труб с вольфрамовым напылением).

В числе основных задач МБИР — материаловедческие исследования и ресурсные испытания ТВС быстрых реакторов разных типов. За исключением БОР-60, в нашей стране материаловедческие исследования преимущественно проводятся в исследовательских реакторах, работающих в надтепловом и промежуточном спектрах нейтронов. Один из основных показателей исследовательского реактора — коэффициент качества (КК) — отношение средней (часто максимальной) плотности потока нейтронов к тепловой мощности. Для реакторов серии СМ (СМ-3) максимальная плотность потока Φ быстрых нейтронов (точнее нейтронов с кинетической энергией $E > 0,821$ МэВ) и КК (определенный для этой плотности потока) выше, чем для реактора БОР-60 [6–8]:

$$\Phi(\text{БОР-60}) \approx 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}; \quad \Phi(\text{СМ}) \approx 2 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1};$$

$$КК (БОР-60) \approx 1,7 \cdot 10^7 \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{Вт}^{-1};$$

$$КК (СМ) \approx 2,0 \cdot 10^7 \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{Вт}^{-1}.$$

Если учесть, что средняя глубина выгорания топлива в реакторах типа СМ составляет 35 % тяжелых атомов (87 кг обогащенного до 90 % урана в год), а в БОР-60 — 6 % в год, что приводит к большему расходу топлива в БОР-60 [6, 7], то общие преимущества исследовательских реакторов (более “дешевые” быстрые нейтроны), работающих в промежуточном спектре нейтронов, очевидны.

Коэффициент качества для МБИР, разработанного специалистами ОАО НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала, составляет $3,7 \cdot 10^7 \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{Вт}^{-1}$ при максимальной плотности потока быстрых нейтронов $\Phi = 5,5 \times 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ [2]. Авторами настоящей работы рассматривается возможность дальнейшего увеличения КК реактора за счет повышения плотности потока нейтронов в активной зоне и исследовательских каналах посредством минимизации паразитного поглощения нейтронов, улучшения нейтронного баланса при использовании виброуплотненного МОХ-топлива на основе оружейного плутония.

Монополизация рынка редкоземельных элементов Китаем (свыше 90 % мирового производства) и, как следствие, существенное повышение мировых цен на гадолиний [9], необходимый для изготовления топлива водо-водяных реакторов, требует поиска альтернативных вариантов производства изотопов ^{155}Gd и ^{157}Gd , используемых в качестве выгорающего поглотителя. Производство гадолиния можно осуществить, например, в каналах МБИР (реализовано в реакторе БОР-60 [25]), расположенных в отражателе со смягченным спектром нейтронов.

Увеличение плотности топлива и плотности потока быстрых нейтронов. Для повышения эффективности использования топлива в реакторе МБИР, по крайней мере до уровня СМ-3 [8] или строящегося реактора ПИК [10], необходимо радикальное увеличение глубины выгорания. Исследования, начатые специалистами ВНИИНМ им. А.А. Бочвара и продолженные в НИИАР, показали, что это возможно благодаря переходу от традиционного таблеточного оксидного (уранового или МОХ) топлива к виброуплотненному с геттером кислорода в виде мелкодисперсионного порошка урана [3]. Геттер кислорода необходим для коррекции кислородного потенциала топлива и устранения коррозионной активности продуктов деления и технологических примесей. Такое топливо разработано в НИИАР для энергетических быстрых реакторов нового поколения с натриевым охлаждением, его использование позволило достичь глубокой степени выгорания (32,3 % в реакторе БОР-60, 10,8 % в БН-600) [3].

С целью увеличения плотности топлива и плотности потока быстрых нейтронов предлагается использовать топливо на основе оружейного плутония. Увеличение плотности быстрых нейтронов требует использования в качестве основного делящегося нуклида ^{239}Pu , обладающего более высокими значениями среднего числа нейтронов, рожденных на одно деление, ν_f и среднего числа нейтронов, рожденных на один поглощенный в топливе нейтрон, ν_a в быстром спектре. В табл. 1 приведены известные значения ν_f и ν_a при делении разных нуклидов быстрыми нейтронами.

Таблица 1

Характеристики некоторых нуклидов при делении быстрыми нейтронами (получены с использованием соотношений, приведенных в работе [24])

Параметр	Нуклид		
	^{233}U	^{235}U	^{239}Pu
ν_f	2,60	2,51	3,00
ν_a	2,37	2,28	2,73

Таблица 2

Коэффициент размножения нейтронов в бесконечной решетке твэлов реактора типа БН-800 с виброуплотненным топливом (расчеты по программе MCNP)

Топливо	Изотопный состав урана и плутония	Коэффициент размножения
МОХ-10 % U	Отвальный уран, оружейный плутоний (94 % ^{239}Pu -6 % ^{240}Pu)	1,42337
МОХ-10 % U	Отвальный уран, плутоний из отработавшего топлива (60 % ^{239}Pu -25 % ^{240}Pu -10,9 % ^{241}Pu -4,1 % ^{242}Pu [11])	1,30188
$\text{UO}_{1,8}$	18,8 % ^{235}U -82,8 % ^{238}U	1,18401

В табл. 2 для сравнения нейтронного баланса реакторов с разным топливом приведены значения коэффициента размножения нейтронов для бесконечной решетки твэлов (с учетом реальной геометрии по высоте [11]) реактора БН-800. Расчеты проведены по программе MCNP, реализующей решение газокинетического уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло, при непрерывной зависимости сечений от энергии [12]. Рассматривается виброуплотненное топливо без натриевого подслоя. Массовое отношение оксидов плутония и урана в МОХ-топливе — 1:4. Как и ожидалось, наилучший нейтронный баланс (максимальное число избыточных нейтронов) имеет место в реакторе, использующем МОХ-топливо на основе оружейного плутония с урановым геттером кислорода. В энергетических реакторах средней и большой мощности для минимизации пустотного эффекта реактивности предпочтительно топливо на основе плутония, извлеченного из

отработавшего ядерного топлива. Однако благоприятное влияние нуклида ^{241}Pu на пустотный эффект не имеет значения в реакторах малой мощности (с малым объемом активной зоны) типа МБИР. В таких реакторах пустотный эффект заведомо отрицателен при любых сценариях его реализации. Данные табл. 2 лишь иллюстрируют увеличение коэффициента размножения нейтронов, поскольку увеличение высоты топливного столба до 85 см (характерного значения для проекта БН-800) в МБИР нецелесообразно, так как ведет к увеличению мощности реактора и ухудшению КК. При увеличении высоты топливного столба повышение плотности потока быстрых нейтронов заметно отстает от увеличения мощности реактора. Это связано с некоторым смягчением спектра вследствие большей вероятности замедления нейтронов при упругом рассеянии на ядрах натрия. Уменьшение утечки при увеличении мощности (объема активной зоны) в меньшей степени влияет на плотность быстрых нейтронов, чем смягчение спектра.

С точки зрения безопасности в исследовательских реакторах со стационарной плотностью потока нейтронов (к которым относится и проект МБИР) предпочтительно использование уранового (бесплутониевого) топлива. Это связано с гораздо большей эффективной долей запаздывающих нейтронов, рождающихся при делении ^{235}U ($\beta = 0,680\%$), по сравнению с их долей при делении ^{239}Pu ($\beta = 0,217\%$) и, как следствие, меньшая потенциальная опасность реактивных аварий с разгоном на мгновенных нейтронах. Однако для максимизации плотности нейтронов в реакторе предпочтительно использование в качестве основного делящегося нуклида ^{239}Pu . Современный уровень развития ядерных технологий и накопленный опыт позволяют надежно и безопасно эксплуатировать быстрые реакторы с МОХ-топливом, основной делящийся нуклид которого — ^{239}Pu .

Кроме того, быстрые реакторы нового поколения ориентированы на использование смешанного уран-плутониевого топлива, содержащего отвалы урана, а исследовательские реакторы позволяют отработать технологию использования такого топлива в разных условиях, реализующихся при значительных (по сравнению с энергетическими реакторами) неравномерностях энерговыделения и плотности потока нейтронов по объему активной зоны, связанных с наличием экспериментальных каналов разного целевого назначения.

Увеличение плотности топлива и плотности потока быстрых нейтронов за счет минимизации паразитного поглощения. Увеличению плотности нейтронов также способствует минимизация макросечения паразитного поглощения нейтронов материалами активной зоны. Поэтому из активной зоны целесообразно убрать “лишние” поглощающие материалы — чехлы ТВС, уменьшить толщину стенок петлевых каналов. Более предпочтителен переход от очехлованных ТВС

к бесчехловым, а не к ТВС с перфорированными чехлами (с ребрами жесткости), аналогичным используемым в активной зоне реакторов ВВЭР-1000 (проекты В-302, В-320 [13]). Это позволит минимизировать долю межкассетного теплоносителя, являющегося паразитным поглотителем и замедлителем нейтронов. Конструкционная сталь, из которой изготовлены чехлы ТВС, также поглощает и замедляет нейтроны. В свою очередь, даже небольшое ужесточение спектра быстрого реактора при отсутствии “лишнего” стального или натриевого замедлителя нейтронов приведет к увеличению ν_f и ν_a , что важно для улучшения нейтронного баланса.

Преимущество использования исследовательских реакторов на быстрых нейтронах для материаловедческих исследований состоит в возможности накопления флюенса нейтронов с кинетической энергией, заметно превышающей стандартное значение 0,5 МэВ (принятое из соображений начала заметного повреждения большинства конструкционных материалов). Известно, что порог ядерных реакций с испусканием газообразных продуктов (α -частиц, ядер легкого водорода, дейтерия, трития — именно эти реакции приводят к радиационному охрупчиванию) для большинства легирующих добавок конструкционных материалов, использующихся и предлагаемых к использованию в быстрых реакторах нового поколения, заметно превышает 0,5 МэВ (табл. 3). Энергетический порог реакций с выходом газообразных продуктов составляет несколько МэВ, а микросечение для большинства материалов максимально при кинетической энергии нейтронов 10 МэВ (см. табл. 3).

В современных исследовательских реакторах на промежуточных нейтронах (СМ-3, строящийся ПИК [8, 10]) созданы гораздо худшие условия для накопления флюенсов нейтронов энергий, заметно превышающих 0,5 МэВ, у модернизированного в 2010 г. пульсирующего реактора ИБР-2М другие цели и задачи, БОР-60 морально устаревают.

Трансмутация радиоактивных отходов. Рассматривается возможность эффективной утилизации нейтронов, вылетающих из активной зоны, за счет их использования для трансмутации радиоактивных отходов: технеция (^{99}Tc) с периодом полураспада $T_{1/2} = 212\,860$ лет и изотопа углерода ^{14}C ($T_{1/2} = 5\,730$ лет). Технеций — продукт деления тяжелых ядер. Например, при делении ядер ^{235}U тепловыми нейтронами образуются 15 изотопов технеция с массовыми числами от 98 до 112. Все они, кроме ^{98}Tc и ^{99}Tc , — короткоживущие ($T_{1/2} = 0,284 \dots 1104$ с). Выход ^{99}Tc составляет 0,1158 % (в том числе 0,0454 % приходится на ^{99m}Tc). Выход долгоживущего ^{98}Tc пренебрежимо мал ($6,3 \cdot 10^{-11}$ %). Изотоп ^{14}C может образовываться в результате

Энергетический порог и микросечения реакций с выходом газообразных продуктов для некоторых нуклидов (данные ENDF/B-VI [23])

Нуклид	Реакция	Порог, МэВ	Максимальное сечение, б
⁵⁶ Fe	(<i>n, p</i>)	3,98	0,0813
	(<i>n, d</i>)	8,91	0,0015
	(<i>n, t</i>)	10,0	$6,4 \cdot 10^{-5}$
	(<i>n, α</i>)	3,16	0,0355
	(<i>n, nα</i>)	10,0	0,0140
	(<i>n, np</i>)	10,0	0,18
⁵⁸ Ni	(<i>n, p</i>)	4,467	0,315
	(<i>n, d</i>)	5,62	0,0216
	(<i>n, α</i>)	4,467	0,1383
	(<i>n, nα</i>)	6,31	0,0209
⁵⁸ Ni	(<i>n, np</i>)	7,94	0,571
⁵² Cr	(<i>n, p</i>)	3,98	0,0642
	(<i>n, d</i>)	10,0	0,0066
	(<i>n, t</i>)	10,0	0,0036
	(<i>n, α</i>)	4,47	0,0321
	(<i>n, nα</i>)	10,0	0,0137
	(<i>n, np</i>)	10,0	0,1117
^{nat} Mo	(<i>n, p</i>)	1,413	0,0246
	(<i>n, d</i>)	4,467	0,0177

П р и м е ч а н и е. Для всех нуклидов сечения максимальны при кинетической энергии нейтронов 10,0 МэВ; сечение реакции (*n, α*) на ядрах ⁵⁸Ni максимально при 8,9 МэВ.

нейтронного облучения графита в реакторах РБМК и при трансмутации азота ¹⁴N, входящего в состав MN-топлива быстрых реакторов нового поколения.

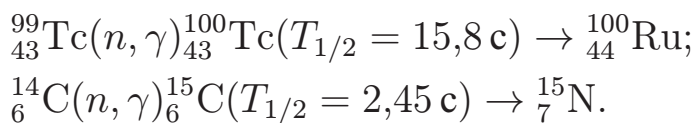
Известно, что быстрые реакторы малой мощности (с малым объемом активной зоны) характеризуются большой утечкой нейтронов. Как отмечалось, концепция МБИР, разрабатываемая специалистами ОАО НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала, предполагает наличие бокового отражателя из стали и натрия, окружающего активную зону [2]. Ядерно-физические свойства натрия и стали позволяют использовать эти материалы и в качестве отражателя нейтронов (с целью увеличения альбедо), вылетающих из активной зоны, и в качестве паразитного поглотителя нейтронов (с целью минимизации радиационного воздействия на корпус реактора). Стальной “нейтронный

подпор”, представляющий собой сборки, содержащие “холостые” твэлы — стальные стержни, омываемые теплоносителем, используется в энергетических быстрых реакторах. В ряде проектов энергетических быстрых реакторов нового поколения, работающих в режиме самообеспечения топливом ($K_B = K_{BA} \approx 1$, где K_B — коэффициент воспроизводства, K_{BA} — коэффициент воспроизводства в активной зоне), такой стальной отражатель предлагается использовать вместо боковой зоны воспроизводства. В энергетических реакторах избыточные по отношению к реализации цепной реакции деления нейтроны обычно предлагается использовать для обеспечения безопасности ($K_{BA} \approx 1$ или $K_B \rightarrow 1$) и/или для воспроизводства вторичного горючего ($K_B \rightarrow \max$). Специфика исследовательских реакторов состоит в том, что нейтроны — основной продукт такого реактора — используются для проведения физических экспериментов (включая материаловедческие исследования, исследования на пучках нейтронов, выведенных за пределы реактора, облучение ампульных устройств в каналах реактора, расположенных в активной зоне и отражателе, и др.).

Стальной отражатель МБИР можно полностью или частично заменить сборками, содержащими радиоактивные отходы, с целью трансмутации последних. Это могут быть трубки с технецием-99, карбидом $^{99}\text{Tc}^{14}\text{C}_n$ или смесью порошков ^{99}Tc и ^{14}C .

Первые рядыборок отражателя, окружающие активную зону, могут содержать металлический технеций-99, что практически не приведет к смягчению спектра нейтронов в активной зоне, остальные ряды — карбид $^{99}\text{Tc}^{14}\text{C}_n$ или смесь порошков ^{99}Tc и ^{14}C в трубках (оболочках) из коррозионно-стойкой стали. Отношение концентраций технеция и углерода (параметр n) может быть оптимизировано из соображений максимальной скорости их трансмутации. (Углерод необходим для смягчения спектра в отражателе с целью увеличения сечения радиационного захвата нейтронов ядрами ^{99}Tc и ^{14}C , т.е. увеличения сечения трансмутации этих нуклидов, а следовательно, повышения эффективности трансмутации.)

Выбор реакций трансмутации ^{99}Tc и ^{14}C невелик. Наиболее проста в реализации трансмутация в реакциях радиационного захвата с последующим быстрым β^- -распадом продуктов реакции в стабильные нуклиды:



В первом приближении можно считать, что сечение реакции (n, γ) увеличивается с уменьшением кинетической энергии нейтронов, но при этом уменьшается среднее число нейтронов, рождающихся при

делении тяжелых ядер. Поэтому предпочтительна трансмутация этих отходов в смягченном спектре вне активной зоны, например в отражателе нейтронов. При этом в отражателе необходимо и можно смягчить спектр таким образом, чтобы это смягчение не оказывало заметного влияния на активную зону. Однако наличие углерода-14 недостаточно для смягчения спектра нейтронов в отражателе для эффективной трансмутации ^{99}Tc и ^{14}C . Поэтому в качестве дополнительного замедлителя выбран гидрид циркония $\text{ZrH}_{1,7}$, оптимальный для трансмутации этих радиоактивных отходов [14].

В альтернативном варианте МБИР перед внутрореакторным хранилищем размещен один ряд сборок, содержащих ^{99}Tc - ^{14}C - $\text{ZrH}_{1,7}$, полукольцом окружающих активную зону (пятый ряд отражателя). Сборки, содержащие ^{99}Tc (или $^{99}\text{Tc}^{14}\text{C}_n$) и $\text{ZrH}_{1,7}$, предлагается размещать вдали от петлевых каналов для исследования твэлов или ТВС реакторов БРЕСТ или СВБР с целью исключения смягчения спектра в исследовательских каналах. Вместе с тем сборки, содержащие ^{99}Tc (или $^{99}\text{Tc}^{14}\text{C}_n$) и $\text{ZrH}_{1,7}$, можно разместить в непосредственной близости от каналов, предназначенных для наработки гадолиния (такие каналы есть в БОР-60). Кроме того, нуклид ^{14}C может присутствовать в составе карбида бора борной защиты реактора (если в ней будет необходимость).

Ядерно-физические свойства стального и технециевого отражателей близки, а наличие ^{14}C и $\text{ZrH}_{1,7}$ позволит несколько смягчить спектр нейтронов в отражателе, что благоприятно скажется как на трансмутации ^{99}Tc и ^{14}C , так и на снижении флюенса быстрых нейтронов за отражателем.

Несмотря на то, что ядра $^{99}_{43}\text{Tc}$ имеют четное число нейтронов, они несколько лучше поглощают быстрые нейтроны, чем железо и легирующие добавки (в том числе с высоким сечением поглощения быстрых нейтронов) коррозионно-стойкой стали, используемой в реакторах типа БН и предлагаемой к использованию в МБИР и энергетических быстрых реакторах нового поколения. (На рис. 1 представлена зависимость сечения поглощения от кинетической энергии нейтронов для ядер технеция-99, железа-56 и природной смеси изотопов молибдена. Молибден считается относительно сильным поглотителем быстрых нейтронов.) За слоем технециевого ($^{99}\text{Tc}^{14}\text{C}_n$ и $\text{ZrH}_{1,7}$) отражателя в случае необходимости можно разместить сборки борной защиты (как это предусмотрено в энергетических реакторах типа БН [11]). В составе карбида бора можно использовать радиоактивный изотоп углерода ^{14}C с целью его трансмутации. (Бор не только поглощает, но и замедляет нейтроны. В быстром спектре роль бора как замедлителя более заметна и важна для смягчения спектра с целью создания наиболее

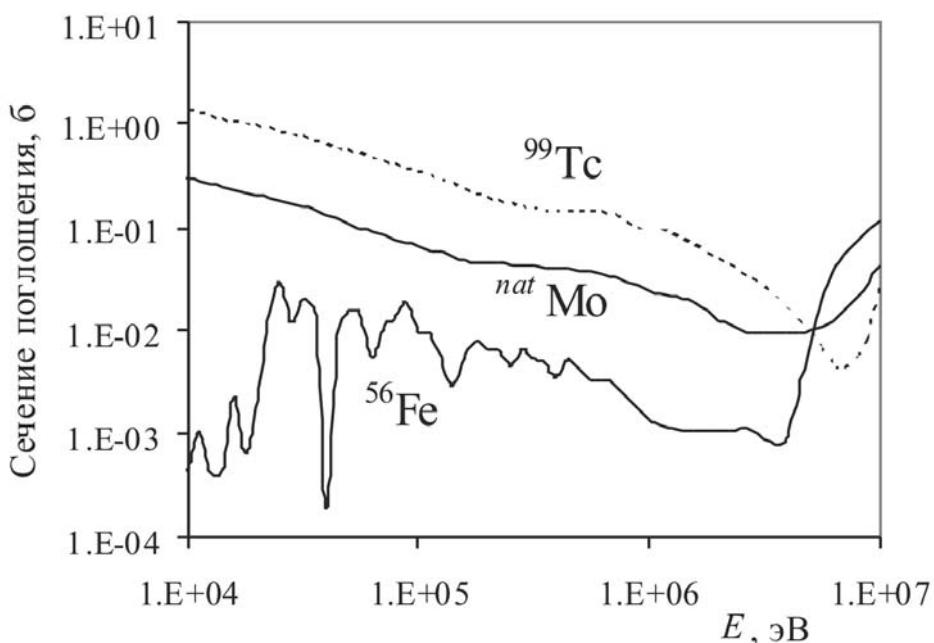


Рис. 1. Зависимость микросечения реакции поглощения от кинетической энергии нейтрона для ядер железа, молибдена и технеция (данные ENDF/B-VI [23]) благоприятных условий для трансмутации ^{14}C . Быстрые нейтроны, не поглощенные бором, будут замедляться на ядрах бора и по мере замедления поглощаться и бором, и углеродом-14.) Изотоп $^{14}_6\text{C}$ — магический по числу нейтронов (8) и крайне медленно трансмутируемый в нейтронном поле. Ядра $^{99}_{43}\text{Tc}$ с четным числом нейтронов также имеют невысокое сечение поглощения (сечение трансмутации). Поэтому радиоактивные отходы (^{99}Tc и ^{14}C) должны находиться в нейтронном поле в течение длительного времени — возможно, в течение всего периода эксплуатации активной зоны МБИР. Это накладывает дополнительные требования к герметичности оболочек элементов, содержащих отходы.

Петлевые каналы. Исследовательские петлевые каналы для испытаний твэлов реакторов типа БРЕСТ предлагается изготавливать из коррозионно-стойкой хромоникелевой практически не распухающей стали ЭП-450, изначально предназначенной для изготовления чехлов ТВС, испытанной и используемой в реакторе БН-600. При сменных каналах целесообразно использовать двустенные трубы; однако, если канал рассчитан на долговременные исследования технологий БРЕСТ (по крайней мере, не менее 30 лет), канал или часть канала, проходящего через активную зону МБИР, можно изготовить неразборным. В целях минимизации скорости коррозии в жидком свинце (связанной, главным образом с селективным растворением никеля [15]) на внутреннюю поверхность канала предлагается нанести вольфрамовый слой, например, с помощью низкотемпературного плазменного напыления [16, 17]. Вольфрам коррозионно- и эрозиостоек в жидком свинце при температурах, характерных для реакторов типа БРЕСТ;

при использовании вольфрамового напыления практически полностью отсутствует абразивная эрозия со стороны жидкого свинца, что позволит проводить в петлевых каналах ресурсные испытания ТВС (или экспериментальных разборных ТВС) БРЕСТ практически без дополнительного источника продуктов коррозии и эрозии [17–19].

Альтернативный вариант — это использование двустенных труб петлевых каналов, изготавливаемых из сталей ЭП-450 [11] и ЭК-164 [4], коррозионно-стойких в жидком натрии (внешняя труба), и ЭП-823 [20] (внутренняя труба), коррозионно-стойкой в жидком свинце. При этом макросечение паразитного поглощения нейтронов может оказаться заметно большим, чем при использовании более тонкостенных труб с вольфрамовым напылением. (Вольфрам можно наносить на предварительно напыленный тонкий слой стали ЭП-823.) Современные технологии плазменного напыления позволяют наносить механически устойчивые многослойные вольфрамовые покрытия с толщиной слоя от 40...100 мкм, сочетающие разные защитные свойства, не отслаивающиеся при изгибе и температурном расширении-сжатии основной поверхности. При этом обеспечивается высокая плотность сцепления (более 80 МПа) и низкая пористость покрытия (менее 1 %) [16].

Результаты расчетов плотности потока и спектров нейтронов.

На рис. 2 представлены спектры нейтронов рассмотренного варианта МБИР. Все расчеты проведены по программе MCNP.

Спектры в центральном петлевом канале и петлевых каналах, находящихся в боковом экране, при наличии и отсутствии сборок, содержащих $ZrH_{1,7}$, ^{99}Tc и ^{14}C , практически неразличимы.

На рис. 2, а приведен спектр нейтронов в экспериментальных каналах при наличии сборок, содержащих $ZrH_{1,7}$, ^{99}Tc и ^{14}C (штриховая линия соответствует ЦПК, сплошная полужирная и тонкая линии — петлевым каналам ПК-1 и ПК-2 соответственно, расположенным в боковом экране). Эти спектры с хорошей точностью соответствуют спектру нейтронов в активной зоне реактора БРЕСТ-ОД-300 (рис. 2, б) в области быстрых нейтронов. Спектры БРЕСТ и МБИР заметно различаются лишь в области нейтронов относительно низких энергий (менее 1 кэВ). Нейтроны низких энергий присутствуют в реакторе МБИР в гораздо больших количествах, чем в БРЕСТ, что связано с упругим замедлением нейтронов на ядрах натрия и характерно для реакторов с натриевым охлаждением. Спектры в ПК-1 и ПК-2 реактора МБИР различимы только в области энергий менее 1 кэВ.

Нейтроны относительно низких энергий могут вызвать дополнительную нежелательную трансмутацию исследуемых материалов (ТВЭЛов или экспериментальных ТВС БРЕСТ), размещенных в петлевых каналах МБИР. Для отсекаания нейтронов низких энергий можно

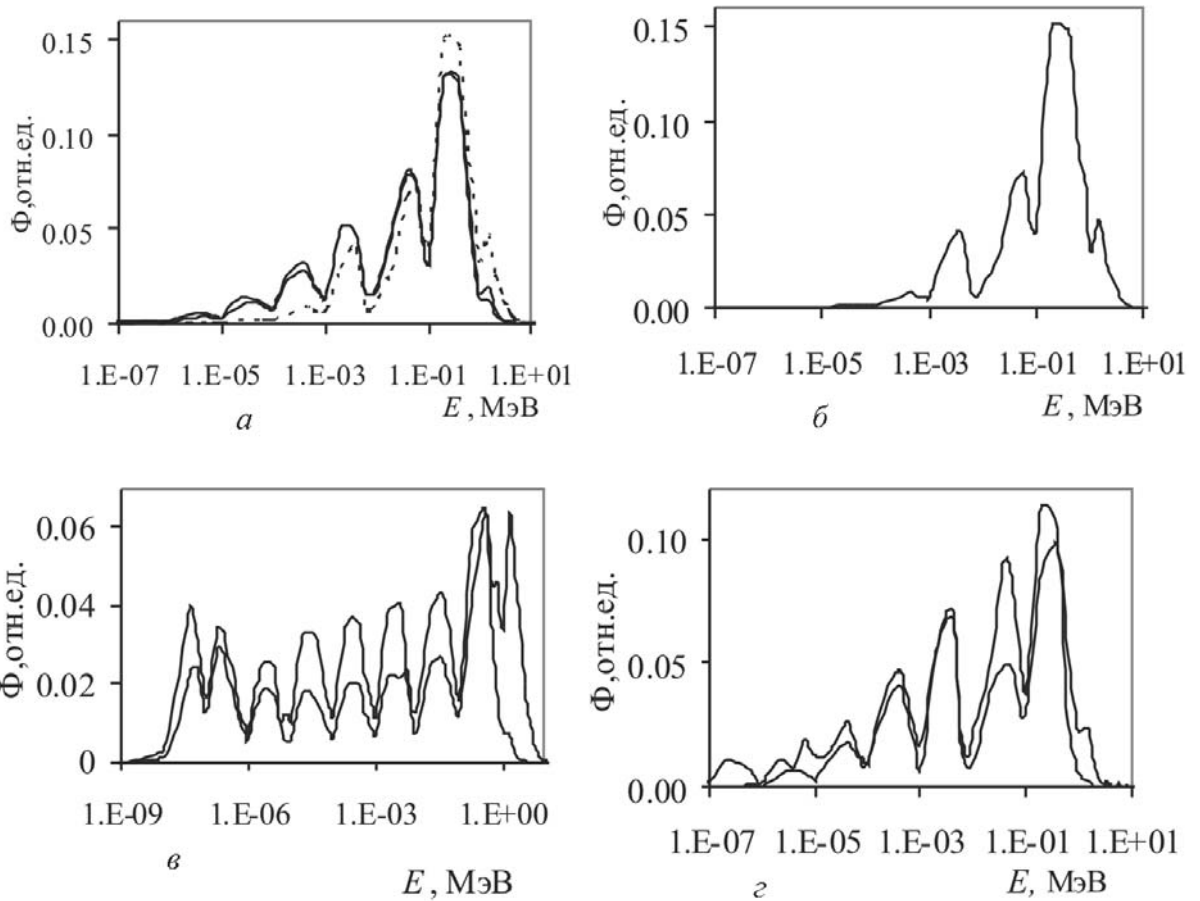


Рис. 2. Спектры нейтронов реактора МБИР

использовать тонкие фильтры (толщиной до 1 мм) из бора, кадмия, кобальта, диспрозия, марганца или лутеция.

При исследовании влияния петлевого канала, расположенного в боковом отражателе по радиусу, на спектр нейтронов в этом канале, рассмотрены варианты размещения петлевого канала со стороны внутриреакторного хранилища (в штатном варианте МБИР это ПК-2) и с обратной стороны от активной зоны (ПК-1). Заметного влияния на спектр нейтронов расположение петлевого канала не оказывает, хотя со стороны хранилища при наличии в нем отработавшего топлива плотность потока нейтронов увеличивается на 2,2%. Таким образом, с целью максимизации плотности потока нейтронов в каналах целесообразно размещать эти каналы со стороны внутриреакторного хранилища.

На рис. 2, в приведен спектр нейтронов в сборке, содержащей радиоактивные отходы, подлежащие трансмутации (полужирная линия). В математической модели MCNP задавалась цилиндрическая область, занимающая место одного целого или половины ряда сборок в боковом экране, содержащая (по объему) 20% натрия, 25% стали, 50% гидрида циркония ($ZrH_{1,7}$) и 5% смеси ^{99}Tc и ^{14}C . При наличии замедлителя спектр нейтронов приближается к спектру реактора типа PWR на тепловых нейтронах (см. рис. 2, в, тонкая линия).

Разработчиками МБИР предполагается наличие горизонтальных и наклонных экспериментальных каналов вне корпуса реактора [2]. Наличие сборок с $ZrH_{1,7}$ в боковом экране заметно влияет на спектр нейтронов в каналах, размещенных вне корпуса (рис. 2, з; тонкая линия соответствует спектру нейтронов при отсутствии сборок с гидридом циркония, полужирная — при наличии сборок с $ZrH_{1,7}$.)

Переход к бесчехловым ТВС в активной зоне реактора приводит к увеличению плотности потока нейтронов на 10,71 %. Наличие чехла не приводит к заметному смещению спектра по энергии.

Напыление вольфрамового слоя толщиной 0,1 мм на внутреннюю поверхность петлевых каналов практически не оказывает заметного влияния на нейтронно-физические условия проведения экспериментов, но позволяет увеличить срок эксплуатации петлевых каналов.

Результаты расчетов плотности потока нейтронов в центральном петлевом канале МБИР в зависимости от используемого топлива активной зоны представлены в табл. 4.

Таблица 4

Плотность потока нейтронов в зависимости от используемого топлива (расчеты по MCNP)

Состав виброуплотненного МОХ-топлива	Плотность потока нейтронов, $см^{-2} \cdot с^{-1}$
Отвальный уран, плутоний из отработавшего топлива ВВЭР-1000, урановый геттер кислорода (10 % по массе)	$6,54 \cdot 10^{15}$
Отвальный уран, оружейный плутоний, урановый геттер кислорода (10 % по массе)	$6,59 \cdot 10^{15}$
Отвальный уран, оружейный плутоний, без уранового геттера	$6,52 \cdot 10^{15}$

Максимальный КК, рассчитанный по максимальной плотности потока быстрых нейтронов, рассмотренного альтернативного варианта МБИР составляет $4,4 \cdot 10^7 см^{-2} \cdot с^{-1} \cdot Вт^{-1}$.

Анализ самозащищенности реактора. Самозащищенность реактора МБИР моделировалась выполнением ограничений для некоторых функционалов (максимальные температуры компонентов активной зоны и мощность), характеризующих наиболее опасные аварийные режимы, сопровождающиеся несрабатыванием аварийной защиты (режимы типа ATWS). Математическое моделирование режимов типа ATWS проведено с помощью программы FRISS [21].

Известно, что наиболее реалистические события из числа ATWS инициированы обесточиванием главных циркуляционных насосов (LOF WS) и вводом положительной реактивности (TOP WS). Поскольку облик реактора не определен, исследования ATWS проводились с

учетом неопределенности исходной информации, включая неопределенность сценариев развития аварийных ситуаций [22], в частности, времени выбега насосов в аварийном режиме LOF WS и времени ввода реактивности в режиме TOP WS. Предполагалось, что вводится реактивность, равная эффективной доле запаздывающих нейтронов. Зависимости максимальных температур от времени выбега главных циркуляционных насосов и времени ввода реактивности в аварийных режимах приведены на рис. 3. Малый объем активной зоны и отрицательные обратные связи по реактивности легко позволяют обеспечить samozащищенность реактора МБИР от тяжелых аварий.

Влияние нововведений на основные характеристики реактора. При разработке альтернативного варианта МБИР авторы стремились минимизировать возможное негативное влияние нововведений на основные характеристики реактора, определяющие его многоцелевое назначение, не связанное с трансмутацией ^{99}Tc и ^{14}C , такие как спектр, сформировавшийся в активной зоне и петлевых исследовательских каналах, максимальная плотность потока нейтронов в активной зоне реактора и петлевых каналах, КК реактора.

Расчеты по программе MCNP подтверждают, что негативное влияние топлива, содержащего оружейный плутоний (по сравнению плутонием, извлеченным из отработавшего топлива), на пустотный эффект реактивности в реакторе МБИР практически не проявляется, поскольку объем активной зоны столь мал, что эффект реактивности, реализующийся при осушении активной зоны, отрицателен.

Незначительное увеличение плотностного коэффициента реактивности в центральной части активной зоны, также связанное с использованием топлива на основе оружейного плутония, не является серьезным препятствием в обеспечении samozащищенности реактора от тяжелых аварий, что подтверждается расчетами по программе FRISS (рис. 3). Вместе с тем использование топлива на основе оружейного плутония позволяет повысить плотность потока нейтронов и КК исследовательского реактора.

Замена стального отражателя технециевым позволит не только сэкономить относительно дорогостоящую коррозионно-стойкую сталь, но и снизить флюенс нейтронов в корпусе реактора. Это связано с несколько бóльшим сечением поглощения нейтронов ядрами ^{99}Tc , чем коррозионно-стойкой сталью.

Использование водородного замедлителя (в составе $\text{ZrH}_{1,7}$) для увеличения скорости трансмутации ^{99}Tc и ^{14}C , размещенного на заметном отдалении от активной зоны (в пятом и шестом рядах сборок отражателя, окружающих активную зону), практически не оказывает влияния на нейтронный спектр, сформировавшийся в активной зоне

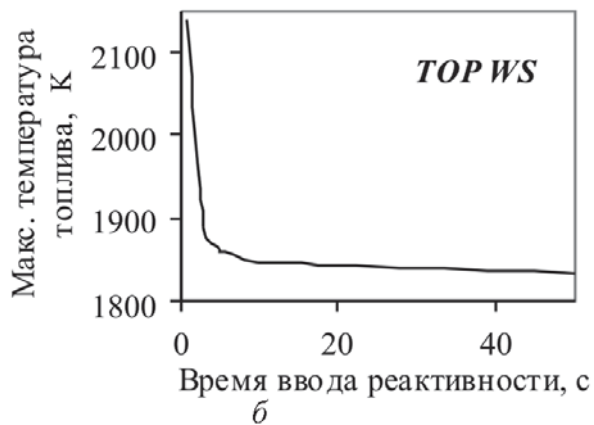
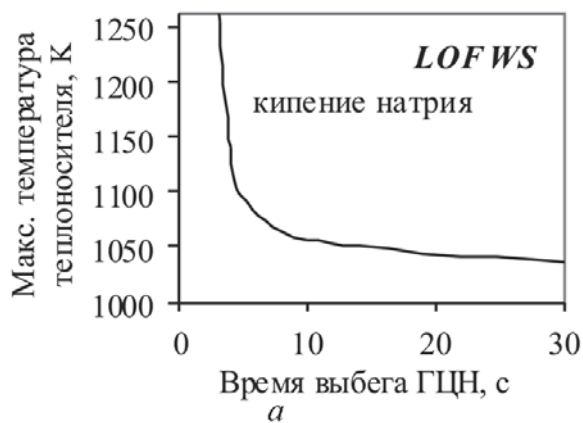


Рис. 3. Зависимости максимальных температур теплоносителя от времени выбега ГЦН (а) и топлива от времени ввода реактивности (б) в аварийных режимах LOF WS и TOP WS соответственно

и центральном петлевом канале. Если сборки, содержащие радиоактивные отходы и замедлитель, окружают активную зону полукольцом, расположенным перед внутрореакторным хранилищем с противоположной стороны от петлевых каналов ПК-1 и ПК-2, как это предусмотрено в альтернативном варианте МБИР, то наличие замедлителя не оказывает влияния на спектр нейтронов в этих каналах, но способствует дожиганию отработавшего ядерного топлива, размещенного во внутрореакторном хранилище, и создает благоприятные условия для наработки изотопов ^{155}Gd и ^{157}Gd , используемых в качестве выгорающего поглотителя реакторов ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200.

Единственное негативное влияние нововведений на характеристики МБИР может быть связано с расположением нескольких экспериментальных петлевых каналов вне корпуса реактора (как это предусмотрено разработчиками МБИР) и смягчением спектра нейтронов в канале, размещенном в непосредственной близости от сборок с замедлителем, находящихся в боковом отражателе. В то же время такое возможное смягчение спектра может компенсироваться, как это предусмотрено в альтернативном варианте МБИР, его ужесточением при интенсификации делений в отработавшем топливе, размещенном во внутрореакторном хранилище, т.е. между сборками с $^{99}\text{Tc}-^{14}\text{C}-\text{ZrH}_{1,7}$, и петлевым каналом, находящимся за корпусом реактора, что связано с рождением быстрых нейтронов. Пробег замедленных нейтронов невелик и почти все они будут поглощаться в непосредственной близости от сборок с замедлителем и в наибольшей степени сборками с отработавшим топливом. Таким образом, быстрых нейтронов в этом петлевом канале меньше не станет, хотя в нейтронном спектре канала будут присутствовать нейтроны относительно низких энергий. Для отсека таких нейтронов принято использовать фильтры, изготовленные из материалов с высоким сечением поглощения тепловых

и надтепловых нейтронов. Необходимо отметить, что нейтроны относительно низких энергий всегда присутствуют в спектре быстрого реактора с натриевым охлаждением вследствие упругого и неупругого рассеяния на ядрах натрия.

Очевидно, решение задачи максимизации массы трансмутируемых радиоактивных отходов в реакторе МБИР потребует значительного увеличения числа сборок отражателя, содержащих замедлитель, например, замена всехборок штатного стального отражателя МБИР сборками, содержащими $^{99}\text{Tc}-^{14}\text{C}-\text{ZrH}_{1,7}$. Это приведет к смягчению спектра на периферии активной зоны и в петлевых каналах, размещенных в отражателе (ПК-1, ПК-2) и за корпусом реактора, и ухудшению основных показателей реактора, которые главным образом определяются жесткостью нейтронного спектра и плотностью потока быстрых нейтронов в активной зоне и петлевых каналах.

Предложенный альтернативный вариант МБИР может выполнять все задачи, определяемые предприятием Главного конструктора, при одновременной трансмутации ^{99}Tc и ^{14}C . Отходы прекрасно выполняют роль отражателя нейтронов вместо относительно дорогостоящей коррозионно-стойкой стали, и при этом трансмутируются. Они могут находиться в отражателе достаточно долго, по крайней мере намного дольше времени работы топлива в активной зоне (кампании топлива).

Заключение. При одинаковых коэффициентах качества реакторов МБИР и СМ-3 или ПИК, определенных по максимальной плотности потока быстрых нейтронов, одинаковой эффективности использования топлива (глубине выгорания), в реакторе МБИР могут быть созданы гораздо более благоприятные условия для отработки технологий быстрых реакторов нового поколения.

Максимальная плотность потока быстрых нейтронов в центральном петлевом канале альтернативного варианта МБИР может достичь $6,59 \cdot 10^{15} \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. Значение коэффициента качества, рассчитанное по максимальной плотности потока быстрых нейтронов, равно $4,4 \cdot 10^7 \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{Вт}^{-1}$, что в 2,6 раза выше по сравнению с реактором БОР-60 и в 2,2 раза выше, чем в реакторе СМ-3. Даже при заполнении бокового отражателя МБИР сборками с ^{99}Tc , обладающим относительно высоким сечением поглощения, коэффициент качества альтернативного варианта компоновки МБИР может быть увеличен на 19% по сравнению со штатным вариантом активной зоны, разработанным ранее специалистами ОАО НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала. Таким образом, у проекта МБИР имеются пока еще не использованные резервы в повышении максимальной плотности потока быстрых нейтронов и коэффициента качества.

При работе реактора в режиме трансмутации радиоактивных отходов (при наличии замедлителя в боковом отражателе) создаются благоприятные условия для наработки изотопов гадолиния ^{155}Gd и ^{157}Gd — выгорающего поглотителя реакторов ВВЭР.

Благодаря малой мощности и частично использованию виброуплотненного МОХ-U-топлива легко обеспечить самозащищенность МБИР.

В реакторе МБИР имеется еще одна возможность улучшения коэффициента качества, не рассмотренная в альтернативном варианте. Как отмечалось, в качестве топлива используется смешанное оксидное топливо с массовым отношением 4:1 оксидов отвалльного урана (с малой концентрацией ^{235}U) и плутония. Это характерно для проектов энергетических быстрых реакторов нового поколения с натриевым охлаждением. С одной стороны, такое содержание оксида плутония в топливе легко позволяет обеспечить критичность реактора (за счет высокого содержания делящегося изотопа ^{239}Pu), а с другой — высокую температуру плавления. (При увеличении доли оксида плутония в топливе температура плавления уменьшается.)

Как показали результаты моделирования режима TOP WS (рис. 3, б), как наиболее опасного с точки зрения возможной аварии с плавлением топлива, при реалистическом времени ввода (более 5 с) положительной реактивности, не превышающей эффективную долю запаздывающих нейтронов, имеется большой температурный запас до плавления топлива. Таким образом, в принципе можно увеличить массовую долю оксида плутония в МОХ-топливе, например, до 27 %, что считается приемлемым для энергетических быстрых реакторов нового поколения. Это приведет к дальнейшему увеличению плотности потока быстрых нейтронов и коэффициента качества.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ф е д е р а л ь н а я целевая программа “Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года”. Принята 21.01.2010 (www.atomic-energy.ru/node/9368).
2. К о н ц е п т у а л ь н ы й проект многофункционального быстрого исследовательского реактора. Пояснительная записка. № 44-86/3032 от 15.12.2008 г. ГК “Росатом”, 2008.
3. Р а з р а б о т к а и испытание твэлов быстрых реакторов с виброуплотненным оксидным топливом / А.А. Маершин, В.А. Цыканов, В.Н. Голованов и др. // Атомная энергия. – 2001. – Т. 91, вып. 5. – С. 378–385.
4. С о с т о я н и е разработки и перспектива использования комплексно легированной стали 07X16H19M2Г2БТФР (ЭЖ 164) для оболочек твэлов активной зоны реакторов БН / Н.М. Митрофанова, Ф.Г. Решетников, Ю.К. Бибилашвили и др. // Научная сессия МИФИ-1999. – Ч. 5. – С. 70–71.

5. БРЕСТ-ОД-300 / Под. ред. Е.О. Адамова, В.В. Орлова. – М.: Изд-во ФГУП НИКИЭТ, 2001.
6. Государственный научный центр Российской Федерации “Научно-исследовательский институт атомных реакторов”. – Димитровград: Изд-во ФГУП ГНЦ РФ НИИАР, 2002.
7. Аналитический центр по проблемам нераспространения // Сб.: Политика в области ядерных технологий и ядерного нераспространения. – 2003. – Вып. 9. Прил. 10. Российско-американская программа сотрудничества в области снижения уровня обогащения урана для исследовательских и испытательных реакторов (RERTR) / Ред.: И.А. Андрушин, С.Е. Сафронов, Ю.А. Юдин. (<http://npc.sarov.ru/digest/92003>).
8. Физико-технические характеристики и экспериментальные возможности реактора СМ-3. Интернет-сайт ОАО “Государственный научный центр Российской Федерации “Научно-исследовательский институт атомных реакторов” (<http://www-dev.niiar.ru / ork / sm / characters.htm>).
9. Новости металлургии (<http://www.MetalDaily.ru/news>).
10. Назаренко В. А., Коноплев К. А., Федоров В. В. Программа исследований строящегося реактора ПИК. Перспективы ввода в эксплуатацию: достижения и проблемы // Материалы международной научно-технической конференции “Исследовательские реакторы в XXI веке”. CD-ROM. 20–23 июня 2006 г. – М.: НИКИЭТ.
11. IAEA-TECDOC-1139: Transient and accident analysis of a BN-800 type LMFR with near zero void effect. IAEA. – Vienna, Austria, 2000.
12. MCNP-4C. Monte Carlo N-Particle Transport Code System / Oak Ridge National Laboratory RSICC Computer Code Collection. CCC-700. April, 2000.
13. Активные зоны ВВЭР для атомных электростанций / В.Д. Шмелев, Ю.Г. Драгунов, В.П. Денисов, И.Н. Васильченко. – М.: Академкнига, 2004.
14. Nigano N., Wakabayashi T. Feasibility study on the transmutation of long lived fission products in fast reactor // Proc.: “GLOBAL’97”. – Vol. 1. – P. 1322–1326.
15. Козин Л. Ф., Морачевский А. Г. Физико-химия и металлургия высокочистого свинца. – М.: Металлургия, 1991.
16. Кудин В. В. Нанесение покрытий напылением. Теория, технология и оборудование. – М.: Машиностроение, 1993.
17. Окунев В. С. Об использовании оболочек твэлов с плазменным напылением вольфрама в реакторах с тяжелым теплоносителем // Научная сессия НИЯУ МИФИ-2011. Аннотации докладов. В 3 т. Т. 1. Инновационные ядерные технологии. – М.: НИЯУ МИФИ, 2010. – С. 59.
18. Окунев В. С. К обоснованию возможности использования твэлов с вольфрамовым напылением в энергетических быстрых реакторах нового поколения // Изв. РАН. Энергетика. – 2011. – № 6. – С. 133–139.
19. Okunev V. S. Substantiation of the feasibility of using fuel rods with tungsten spraying in power fast reactors of new generation // Thermal Engineering. – 2011. – Vol. 58, no. 14. – P. 1169–1173. Pleiades Publishing, Inc., 2011.
20. Leonov V. N., et. al. Pre- and In-pile tests of fuel elements mock-ups for the BREST-OD-300 in the independent lead-cooled channel of the BOR-60 reactor // Proc. of 11-th Int. Conf. on Nucl. Engng., ICONE-11. JSME/ASME. Shinjuku, Tokio (Japan). – 2003. (CD-ROM file ICONE11-36409).
21. Кузьмин А. М., Окунев В. С. Программно-методическое обеспечение для решения задач оптимизации компоновок ядерных реакторов нового поколения // Изв. РАН. Энергетика. – 1996. – № 5. – С. 66–74.

22. О к у н е в В. С. Эффективный подход к решению задач проектирования РУ в условиях неопределенности сценариев развития аварийных ситуаций // Научная сессия МИФИ-2006. Сб. науч. тр. – М.: МИФИ, 2006. – Т. 8. – С. 91–92.
23. R o s e P. F. ENDF-201, ENDF/B-VI Summary Documentation. 4th Edition // BNL-NCS-17541, 1991.
24. Г а л а н и н А. Д. Введение в теорию ядерных реакторов на тепловых нейтронах. – М.: Энергоатомиздат, 1990.
25. Р е к о н с т р у к ц и я реактора БОР-60: проблемы, научные задачи и программы / В.Н. Ефимов, И.Ю. Жемков, А.С. Корольков и др. // Материалы международной науч.-технич. конф. “Исследовательские реакторы в XXI веке”. CD-ROM. 20–23 июня 2006 г. – М.: НИКИЭТ.

Статья поступила в редакцию 18.11.2011