

ВЫБОР ОСНОВНЫХ ПАРАМЕТРОВ И ХАРАКТЕРИСТИКИ ПЕРСПЕКТИВНОГО БЫСТРОГО ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РЕАКТОРА С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

В.И. Матвеев, В.А. Елисеев, И.В. Малышева

ГНЦ РФ - Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Большой опыт проектирования и эксплуатации быстрых энергетических реакторов послужил основой для разработки концепции перспективного быстрого реактора нового поколения, отвечающего всем новым требованиям по внутренней (естественной) безопасности, высокой экологичности топливного цикла и экономии природного урана даже при невысоких показателях воспроизводства.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время в развитых странах наблюдается существенное снижение темпов развития ядерной энергетики. Это связано со многими причинами, в том числе с негативным отношением населения в связи с риском ядерных аварий и радиационных загрязнений. В то же время большинству ученых и специалистов очевидно, что не существует какой-либо реальной альтернативы ядерной энергетике в связи с исчерпанием традиционных видов топлива и необходимостью решения проблем все усиливающегося загрязнения окружающей среды продуктами сгорания. Очевидно также, что в следующем веке в связи с ростом народонаселения и экономическим ростом развивающихся стран, прежде всего в Азии, потребуется значительное увеличение производства энергии. Осуществить это возможно лишь за счет развития ядерной энергетики с использованием быстрых реакторов-бридеров. Но для этого должна быть разработана и представлена обществу новая ядерная технология, которая станет основой для последующего широкомасштабного развития ядерной энергетики. Эта точка зрения активно пропагандируется и обосновывается Е.О. Адамовым и В.В. Орловым [1,2]. Ими сформулированы основные требования, которым должна удовлетворять новая ядерная технология:

- снижение более чем на порядок удельного потребления природного урана;
- убедительная демонстрация безопасности крупномасштабного производства энергии на АЭС в течение длительного периода времени при детерминистическом исключении аварий с катастрофическим выбросом радиоактивных веществ в окружающую среду при любых реализуемых ошибках персонала, отказах оборудования и внешних воздействиях, за исключением ядерных ракетных ударов;
- убедительно доказуемая безопасность захоронения радиоактивных отходов на многие тысячи лет без нарушения природного радиационного баланса;

- укрепление международного режима нераспространения ядерного оружия технологическими мерами путем исключения возможности использования этой технологии для извлечения плутония и урана-233 из топлива, циркулирующего в замкнутом топливном цикле, или кражи топлива;

- снижение стоимости АЭС по сравнению со стоимостью существующих ядерных энергоблоков и сокращение расходов на производство электроэнергии в целях восстановления конкурентоспособности ядерной энергетики по отношению к ископаемому топливу;

- ядерная технология, отвечающая требованиям большой энергетики по безопасности и экономике, может быть создана только на основе того, что уже освоено в энергетической и военной ядерной технике.

Быстрые энергетические реакторы с натриевым теплоносителем обладают всеми необходимыми свойствами и качествами для их широкого использования в ядерной энергетике следующего века [3]. Они отвечают всем перечисленным условиям и требованиям, и, самое главное, накоплен большой и положительный опыт их использования в промышленном масштабе. Так, реактор БН-600 бесперебойно работает в течение 17 лет на номинальном уровне мощности с коэффициентом нагрузки $\sim 0,75$. Опыт эксплуатации реактора БН-600, быстрых энергетических реакторов, которые успешно использовались в других странах (PHENIX, SUPER-PHENIX, EBR-II и др.), а также опыт проектирования БН-800, БН-1600, EFR являются надежной основой для создания нового быстрого энергетического натриевого реактора большой мощности, отвечающего современным требованиям ядерной энергетики.

В статье приводятся результаты исследований по определению и обоснованию основных параметров двух вариантов активной зоны перспективного быстрого энергетического реактора мощностью 1600 МВт(эл) с натриевым теплоносителем. Первый вариант - это реактор-бридер с зонами воспроизводства, имеющий коэффициент воспроизводства КВ ~ 1.3 , обладающий свойствами пассивной безопасности и имеющий нулевые величины натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР) и запаса реактивности на выгорание. Второй вариант - предварительная проработка концепции реактора с КВА ~ 1 , не имеющего зон воспроизводства и работающего в замкнутом топливном цикле без разделения плутония и урана при химпереработке облученного топлива.

ВЫБОР ОСНОВНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ПЕРСПЕКТИВНОГО БЫСТРОГО ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РЕАКТОРА С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Главные требования, предъявляемые к концепции перспективного быстрого энергетического реактора с натриевым теплоносителем, связаны с обеспечением высокой экономичности, самозащищенности (обеспечение принципов внутренней безопасности) и высокой экологичности топливного цикла.

Выбор мощности реакторной установки

Опыт отечественных и зарубежных разработок указывает на целесообразность выбора большой мощности для перспективного быстрого энергетического реактора, поскольку это является главным фактором в снижении капитальных затрат. Для рассматриваемого реактора выбрана мощность 1600 МВт(эл) (4200 МВт(тепл)).

Выбор топлива

Физические свойства быстрого реактора, определяющие его безопасность и эффективность топливного цикла, могут быть существенно улучшены при использовании плотных видов топлива. В различных проектах рассматривалось карбид-

ное, нитридное и металлическое топливо. Каждое из них имеет свои особенности в изготовлении, поведении под облучением и радиохимической переработке. В результате анализа многочисленных физических, теплофизических и технологических факторов для перспективного реактора с натриевым теплоносителем предпочтение было отдано нитридному топливу. Поскольку для этого топлива характерно значительное поглощение нейтронов на азоте-14 с образованием экологически опасного углерода-14, предполагается использовать азот, обогащенный изотопом N-15.

В качестве материала контактного подслоя предполагается использование гелия, т.к. для образования натриевой полости газосборники должны находиться под активной зоной, а максимальную глубину выгорания топлива для перспективного реактора - выбрать равной 15% т.а. При этом высота газосборной полости в твэле должна составлять около 100 см.

При заданной глубине выгорания кампания активной зоны будет составлять около пяти лет. Ввиду незначительного изменения реактивности и достаточно хорошей стабильности полей тепловыделения длительность межперегрузочного интервала может составлять один год. Ввиду желательной сезонности остановок реактора на перегрузки целесообразно установить длительность непрерывной работы между перегрузками 10 мес. (300 эфф. сут.) и 2 мес. - длительность остановки на перегрузку. При этом кратность перегрузок будет равна пяти. В принципе, в таких активных зонах возможен и двухлетний интервал непрерывной работы между перегрузками.

Обеспечение самозащищенности реактора на основе развития свойств внутренней безопасности

В проекте рассматривается активная зона, в которой совмещены две важные характеристики безопасности - нулевое значение НПЭР и нулевой запас реактивности на выгорание.

Первое обеспечивается за счет небольшой высоты активной зоны (~75 см) и расположением над ней натриевой полости (по типу активной зоны, реализованной в проекте БН-800). Эта полость образована пустыми чехлами ТВС, в которых отсутствуют какие-либо конструктивные элементы, и заполнена натрием, выходящим из активной зоны. Высота этой полости около 50 см. В случае закипания натрия отрицательная составляющая НПЭР в этой полости компенсирует его положительную составляющую в активной зоне. В центральной части активной зоны локальный пустотный эффект, естественно, остается положительным, и в гипотетическом случае образования газового пузыря во всей активной зоне он может достигать 2% $\Delta k/k$. Однако, чтобы реально получить эффект на уровне $\beta_{эфф}$ (~0.36% $\Delta k/k$), объем такого пузыря должен составить около 1 м³ и заполнить группу из ~100 ТВС (причем заполнить мгновенно, чтобы пузырь не успел попасть в натриевую полость). В более реальном случае мгновенной закупорки и осушения группы из семи ТВС локальный пустотный эффект не превысит 0.03% $\Delta k/k$, что меньше 0.1 $\beta_{эфф}$.

Нулевой запас реактивности обеспечивается высокой объемной долей нитридного топлива (~45-50%). В результате этого в активной зоне не требуется эффективная система компенсации выгорания, а время между перегрузками может быть достаточно большим.

Кроме того, для обеспечения пассивной (внутренне присущей) безопасности установки линейная напряженность твэлов должна быть достаточно низкой - не выше 380 Вт/см. Низкая линейная теплонапряженность, а также требование топливной экономичности (т.е. больших диаметров твэлов) приводят к максимально

большому диаметру активной зоны, который как с конструкторской точки зрения, так и с точки зрения приемлемой стабильности поля тепловыделения составляет около 5 м. Этими условиями определяется и количество твэлов в ТВС - 331 шт. Обеспечение указанных характеристик, а также оптимальный выбор других параметров (температур натрия на входе и выходе из активной зоны, технических решений по обеспечению необходимого выбега насосов I контура, уровня естественной циркуляции и ряда других) позволяют обеспечить устойчивость реактора к любым запроектным авариям.

Характеристики воспроизводства

Анализ возможных сценариев развития ядерной энергетики России в ближайшем будущем показывает, что перспективные быстрые реакторы могут обладать весьма умеренными характеристиками воспроизводства. В максимальном случае может потребоваться значение $KB \sim 1,3$; в минимальном - $KB \sim 1$. Из ряда других соображений, в первую очередь безопасности, целесообразно в перспективном быстром энергетическом реакторе иметь $KB = KBA \sim 1$. В таких реакторах может быть организован практически идеальный топливный цикл с точки зрения ядерного нераспространения. В них нет зон воспроизводства, вместо них - стальные отражатели. Химпереработка выгоревшего топлива будет производиться с целью отделения только продуктов деления, а не плутония, т.к. необходимость отделения последнего отсутствует. Таким образом, на любых этапах топливного цикла нарабатываемый плутоний всегда будет находиться в смеси с ураном-238.

Экология

При проектировании реактора используется принцип минимизации радиоактивных отходов, возникающих в процессе работы АЭС и при снятии с эксплуатации. Этот принцип предполагает использование малоактивируемых сталей, установку эффективной защиты вокруг активной зоны, существенно снижающей активацию отдаленных узлов реактора.

Функционирование ядерной энергетики приводит к накоплению значительных количеств отработанного топлива, содержащего высокоактивные долгоживущие актиниды (включая изотопы плутония). Кроме того, необходима утилизация значительных количеств высвобождающегося оружейного плутония. Эти задачи могут быть эффективно решены с помощью быстрых реакторов-выжигателей, для которых $KB < 1$. Реакторы-выжигатели отличаются от бридеров рядом принципиальных изменений в конструкции активной зоны, основными из которых являются

- замена воспроизводящих экранов на невоспроизводящие (например, на стальные);
- высокое обогащение топлива (до 40-45%);
- и, возможно, использование принципиально иного топлива на основе инертной матрицы (без урана-238).

Таким образом, в соответствии с возникшей конъюнктурой в будущем может появиться спрос на быстрые энергетические реакторы с разными значениями коэффициентов воспроизводства. Удовлетворение всех перечисленных требований и тенденций может быть осуществлено с помощью одного типа быстрых реакторов большой мощности с натриевым теплоносителем, имеющих универсальную конструкцию, которая позволяет устанавливать различные типы активных зон, эффективно выполняющих ту или иную функцию.

Конструктивные параметры

Конструктивные параметры обоих вариантов активных зон перспективного реактора приводятся в табл.1. Шаг установки ТВС этого реактора был выбран таким же, как и в концепции европейского быстрого реактора EFR (188 мм). Толщина стенок чехла из сталей ферритного класса (2.5мм) определялась условиями длительной прочности при расчетном перепаде давлений теплоносителя, а межпакетный зазор (4мм) - формоизменением чехлов.

Картограмма активной зоны такого реактора показана на рис.1. В первом варианте активная зона окружена сбоку и снизу воспроизводящими экранами. Толщина бокового экрана - 1 ряд ТВС, нижнего торцевого - 30 см. Необходимым элементом этой активной зоны является аксиальная воспроизводящая прослойка толщиной ~15 см, которая положительно влияет на оба параметра - уменьшает запас реактивности на выгорание (на ~0.3% $\Delta k/k$) и примерно на столько же снижает НПЭР. Во втором варианте никаких зон воспроизводства нет.

ПРОГРАММЫ И МЕТОДЫ РАСЧЕТА ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК

Основная масса расчетов выполнялась в диффузионном приближении с помощью программного комплекса ТРИГЕКС [5] в трехмерной гексагональной геомет-

Таблица 1

Конструктивные параметры активной зоны перспективного реактора

Мощность реактора, МВт	1600 (эл) 4200(тепл)	
Температуры на входе \ выходе из реактора	390 \ 510°C	
Тип активной зоны	Гетерогенная с акс. прослойкой и воспр. экранами	Гомогенная со стальными экранами
Экв. радиус акт. зоны, см	249.1	
Высота активной зоны (с прослойкой), см	75.0	77.0
Высота воспроизводящей прослойки, см	15.0	-
Высота натриевой полости, см	50.0	
Высота нижнего торцевого экрана, см	30.0	-
Число ТВС в активной зоне	600	
Число ячеек со стержнями СУЗ (в ЗМО)	37	
Число ячеек в боковом экране	96	-
Топливо	UN ¹⁵ -PuN ¹⁵	
Эфф. плотность топлива, г/см ³	11.5	
Средняя глубина выгорания топлива, % т.а.	10.	
Макс. глубина выгорания топлива, % т.а.	~15.	
Кампания топлива, лет (эфф.сут.)	5 (1500)	5.5 (1650)
Длительность межперегрузочного интервала, мес.	10	10
Размер ТВС под ключ * толщ. чехла, мм	184*2.5	
Количество твэлов в ТВС	331	
Диаметр твэлов * толщина оболочки, мм	8.4*.55	8.6*.55
Макс. лин. напряженность твэлов Q _l ^{max} , Вт/см	390	390
Объемные доли:		
- топливо	.453	.48
- сталь	.211	.21
- натрий	.336	.31

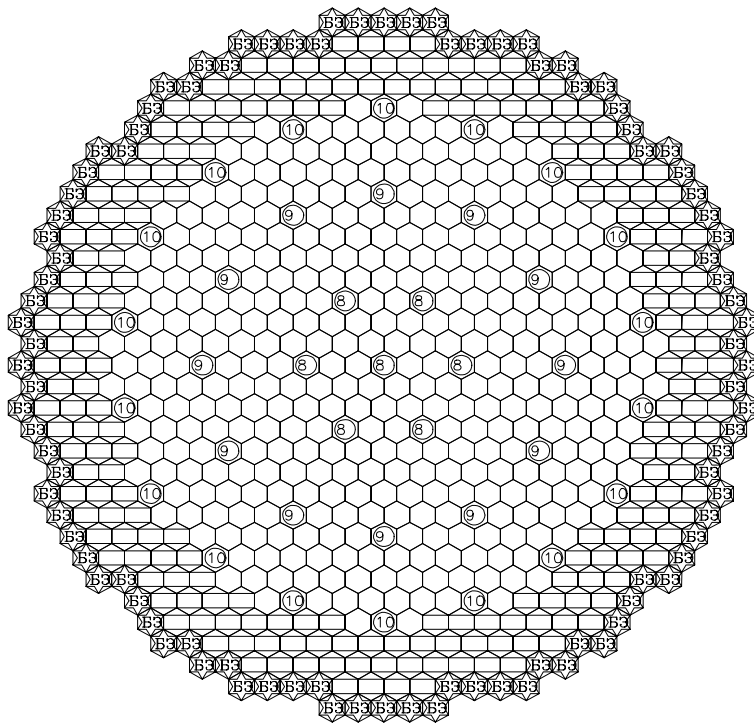


Рис.1. Картограмма расположения ТВС и органов СУЗ в активной зоне: ТВС ЗМО (372 шт.), ТВС ЗБО (228 шт.), стержни СУЗ (37 шт.), ТВС БЗ (96 шт.)

рии. Использовалась библиотека констант БНАБ-93 и система их подготовки CONSYST [6]. Это основные расчетные инструменты, которые используются в ФЭИ для расчета быстрых реакторов.

Результаты расчета физических характеристик реактора

Результаты физических расчетов первого варианта активной зоны на нитридном топливе представлены в табл.2.

СИСТЕМА РЕГУЛИРОВАНИЯ

По правилам ядерной безопасности в реакторе должно быть не менее двух независимых систем останова. В данной концепции рассматриваются две системы независимых активных стержней СУЗ с электромеханическими приводами - система быстрого останова реактора АЗ и система компенсации эффектов реактивности КС (в данной концепции запас реактивности на выгорание топлива близок к нулю, поэтому мощная система компенсации не требуется). Кроме того возможно использование нескольких стержней с пассивными принципами срабатывания.

Рассмотрим требования российских нормативных документов по ядерной безопасности реактора. Активным зонам свойственны следующие эффекты реактивности:

- температурный эффект ($\% \Delta k/k$) - 0.25;
- мощностной эффект ($\% \Delta k/k$) - 0.41;
- эффект выгорания топлива ($\% \Delta k/k$) - 0.35;
- нептуниевый эффект ($\% \Delta k/k$) - 0.10;
- доля запаздывающих нейтронов $\beta_{эфф}$ 0.00366.

Оценки показывают, что для выполнения Правил по балансам реактивности

Таблица 2

Результаты расчетов основных характеристик активной зоны на нитридном топливе

Характеристика	Величина
Обогащения, ЗМО/ЗБО, %	14.79/19.95
Загрузка по плутонию, т	9.406
$\rho_{\text{выг}}$, % $\Delta k/k$	-0.25
НПЭРаз, % $\Delta k/k$ ***	+2.87
НПЭРр, % $\Delta k/k$ ***	+0.20
Q_v^{max} , Вт/см ³ , ЗМО/ЗБО	425 / 420
Φ^{max} , 10^{16} н/см ² с, ЗМО/ЗБО	0.449 / 0.486
I^{max} (полный флюенс), 10^{23} н/см ²	8.33
E_6 (доля быстрых н-ов в спектре)	0.618
Показатели воспр-ва: BR	1.252
BRаз	0.692
BRаз+взв	0.914
BRнтэкр	0.242
BRбэкр	0.096

Пояснение: *** - расчет на конец цикла с поднятыми стержнями; предполагается обогащение свежего (подпиточного) топлива по плутонию (сумме всех изотопов); под загрузкой понимается суммарная подпитка активной зоны плутонием за кампанию; $\rho_{\text{выг}}$ - потеря реактивности от выгорания за межперегрузочный интервал (около 2 лет); НПЭРр (НПЭРаз) - интегральный пустотный эффект и эффект в активной зоне (определяется в состоянии "конец цикла" при выведенных стержнях СУЗ); Q_v^{max} , Φ^{max} - максимальная объемная теплонпряженность и нейтронный поток в ЗМО и ЗБО (соотношение объемной и линейной теплонпряженностей: $Q_l = 0.925 Q_v$); I^{max} , E_6 - максимальный флюенс (полный) и доля быстрых нейтронов в спектре

суммарная эффективность обеих систем (АЗ и КС) должна составлять ~3.9% $\Delta k/k$. Расчетная эффективность всей системы СУЗ из 37 стержней составляет 5.50% $\Delta k/k$, что достаточно для выполнения балансов реактивности с необходимым запасом.

КОНЦЕПЦИЯ РЕАКТОРА С КВА~1

Второй вариант активной зоны реактора с КВА~1 предназначен для работы в ядерном топливном цикле, защищенном технологическими мерами от использования для производства ядерного оружия. Такой реактор не должен иметь зон воспроизводства (воспроизводящих экранов). Его работа рассматривается исключительно в замкнутом топливном цикле в режиме рециркуляции собственного ядерного топлива. Здесь предполагается особая технология переработки облученного топлива, обеспечивающая только отделение осколков, а уран, плутоний и другие актиниды не разделяются, все время оставаясь в виде смеси. Удаленные осколки при рефабрикации топлива замещаются равным количеством обедненного урана-238.

Физические особенности и выбор исходных данных

Главная особенность активной зоны с таким топливным циклом состоит в том, что в ней нет прямой возможности влиять на критичность - например, нельзя увеличить обогащение топлива (поскольку уран и плутоний не разделяются при переработке), а можно только уменьшить, разбавляя его обедненным ураном. Влиять на критичность можно лишь косвенно - через достижение необходимых характеристик воспроизводства в активной зоне. Уровень воспроизводства должен

быть таким, чтобы количество делящихся изотопов в процессе рециркуляции топлива, по крайней мере, не снижалось. Кроме того в процессе работы в топливе накапливаются осколки, которые поглощают нейтроны втрое сильнее, чем уран-238, поэтому для поддержания критичности активная зона должна иметь определенное избыточное воспроизводство для компенсации захвата на осколках.

Этими особенностями объясняется выбор вида топлива и других исходных параметров данного варианта активной зоны. Для достижения необходимого уровня воспроизводства необходимо использовать опять же нитридное топливо на основе обогатленного азота-15 с объемной долей около 48%. Выбор соотношения размеров активной зоны (высота 76 см, диаметр 5 м) и наличие над активной зоной натриевой полости продиктованы необходимостью обеспечить нулевую величину НПЭР. Более подробно исходные параметры такой активной зоны представлены в табл.1.

В табл.2 для иллюстрации представлены расчетные оценки по выбору объемной доли топлива в таком реакторе. Можно видеть, что доля 45% (как в первом варианте) для самовоспроизводства топлива недостаточна, и такой реактор не достигает критичности. Доля 46.5% достаточна для самовоспроизводства, и такая активная зона уже может работать в режиме рециркуляции собственного топлива. Однако в этом случае наблюдается падение реактивности от выгорания топлива, поскольку паразитное поглощение нейтронов на осколках компенсируется не полностью. В то же время нулевой запас реактивности на выгорание является одним из важнейших требований к перспективному быстрому реактору. Полностью скомпенсировать поглощение на осколках возможно, если увеличить долю топлива до 48%. Однако в этом случае при рециркуляции всего топлива реактор оказывается существенно надкритическим. Для приведения реактора к критическому состоянию при рефабрикации топлива надо возвращать в активную зону не всю уран-плутониевую смесь, а только 94% ее; остальное ее количество так же, как и осколки, замещаются обедненным ураном-238. В таком случае изменение реактивности от выгорания будет не более $\beta_{эфф}$. Отметим, что совершенно неизменную реактивность за весь межперегрузочный интервал получить не удастся, поскольку с выгоранием она нелинейно изменяется.

В процессе рециркуляции в таком реакторе устанавливается изотопный состав плутония и актинидов: $Pu^{239}/Pu^{240}/Pu^{241}/Pu^{242} = 61/31/4.5/3.0\%$. Доля младших актинидов в таком топливе невелика - не более 5% от суммы изотопов плутония. В основном, они представлены изотопами Pu^{238} , Am^{241} , Am^{243} (по ~1.5% каждый). Суммарное содержание плутония и младших актинидов в топливе составляет около 15%.

Таблица 3

Зависимость $K_{эфф}$ и KB реактора от объемной доли топлива (без учета компенсации избыточной реактивности стержнями СУЗ)

Доля топлива	45%	46.5%	48%*
Начало цикла: $K_{эфф}$	0.996	1.013	1.003
KB	1.000	1.062	1.108
Конец цикла: $K_{эфф}$	0.985	1.001	1.001
KB	0.976	1.001	1.027

*)Количество актинидов на каждой перегрузке уменьшалось в 1.08 раза)

Для этого варианта активной зоны возможны различные способы выравнивания поля тепловыделения как за счет разного состава (т.е. объемной доли топлива), так и за счет обогащения топлива. Однако при использовании первого способа объемная доля топлива в ЗБО должна достигать ~60%, что существенно усложнит организацию дросселирования расходов и охлаждения активной зоны. Второй способ лишен этого недостатка - он реализуется за счет некоторого усложнения процесса рефабрикации топлива. При рефабрикации удаляемые из отработавшего топлива осколки (~10%) замещаются соответствующим количеством обедненного урана. Однако добавлять уран следует не во все топливо, а только в часть его, предназначенную для ЗМО. Кроме того, часть топливной смеси (~6%) после переработки оказывается "лишней" и также должна быть заменена обедненным ураном. Последняя замена опять же делается только для топлива ЗМО. Таким образом может быть сформировано топливо двух обогащений, соотношение которых достигает ~1.30. Этого достаточно для удовлетворительного выравнивания поля тепловыделения по радиусу активной зоны.

Физические характеристики реактора с КВА~1

Основные физические характеристики активной зоны с КВА~1 представлены в табл. 4. Можно отметить, что с физической точки зрения этот вариант не вызывает каких-либо проблем и ни в чем не уступает первому.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В статье рассмотрены подходы к формированию концепции перспективного быстрого энергетического реактора с натриевым теплоносителем и приведены результаты расчетных исследований такого реактора.

Основу этой концепции составляет требование внутренне присущей (пассивной) безопасности реактора, позволяющее полностью исключить вероятность тяжелых аварий с разрушением активной зоны при любых отказах оборудования и ошибках персонала. Этим требованием продиктован выбор практически всех параметров реактора.

В рамках этой концепции рассматриваются два варианта активной зоны. В первом варианте представлен "привычный" быстрый реактор-бридер с небольшим избыточным воспроизводством (КВ~1.3), имеющий внутреннюю и внешние зоны воспроизводства. В этом варианте реактора достигаются нулевые значения НПЭР и запаса реактивности на выгорание, а также свойства пассивной безопасности.

Во втором варианте представлена предварительная проработка реактора без

Таблица 4

Основные характеристики активной зоны с КВА~1

Характеристика	Величина
Содержание плутония в топливе, ЗМО/ЗБО, %	11.9 / 15.5
Содержание плутония в активной зоне, т	9.98
Потеря реактивности от выгорания $\rho_{\text{выг}}$, % $\Delta k/k$	0.06
НПЭР _{аз} , % $\Delta k/k$	+2.01
НПЭР _р , % $\Delta k/k$	-0.20
Q_v^{max} , Вт/см ³ , ЗМО/ЗБО	425 / 425
Φ^{max} , 10^{16} н/см ² с, ЗМО/ЗБО	.437 / .481
Показатель воспроизводства КВА	1.067

избыточного воспроизводства с $KB=KBA\sim 1$. Такой реактор не имеет зон воспроизводства. В нем может быть организован практически идеальный топливный цикл с точки зрения ядерного нераспространения. Химпереработка выгоревшего топлива будет проводиться только с целью отделения осколков, без разделения плутония и урана.

Исследования показали, что для обеспечения нулевого запаса реактивности на выгорание такой реактор должен обладать некоторым избыточным воспроизводством ($KBA\sim 1.07$, что достигается за счет увеличения доли топлива до 48%), необходимым для компенсации паразитного поглощения на накапливающихся осколках. При этом заметная часть отработавшего топлива ($\sim 6\%$) оказывается "лишней" с точки зрения критичности реактора в следующей загрузке.

Замкнутый топливный цикл таких реакторов привлекателен с точки зрения минимального количества младших актинидов, содержание которых в уран-плутониевой смеси при многократной рециркуляции топлива не будет превышать 1%.

Литература

1. *Адамов Е.О., Орлов В.В.* Развитие атомной энергетики на базе новых концепций ядерных реакторов и топливного цикла / Международная конференция ТЖМТ-98 "Тяжелые теплоносители в ядерной энергетике" (Обнинск, октябрь 1998). - Обнинск: ФЭИ, 1998.
2. *Орлов В.В., Филин А.И. и др.* Конструкция реакторов БРЕСТ электрической мощностью 300 МВт и 1200 МВт / Международная конференция ТЖМТ-98 "Тяжелые теплоносители в ядерной энергетике" (Обнинск, октябрь 1998). - Обнинск: ФЭИ, 1998.
3. *Матвеев В.И., Мурогов В.М., Поплавский В.М. и др.* Современная концепция развития реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. // Теплоэнергетика. - 1994. - №5.
4. *Matveev V. et al.* Physics Concept Development of Power Fast Reactor of Maximum Attainable Safety Level: Proc. on Int. Topical Meeting "Sodium Cooled Fast Reactor Safety" (Obninsk, Russia, October 3-7 1994). - Обнинск, 1994. - V. 3. - P. 4-37.
5. *Серегина А.С.* Аннотация программы ТРИГЕКС для малогруппового нейтронно-физического расчета реактора в трехмерной гексагональной геометрии. // ВАНТ. Сер.: Физика и техника ядерных реакторов. - 1983. - Вып. 4(33).
6. *Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Система групповых констант БНАБ-93. Ч. 1. Нейтронные и фотонные ядерные константы. // ВАНТ. Сер.: Ядерные константы. - 1996. - Вып. 1.

Поступила в редакцию 23.11.99.

to $(\tau)^{0.5}$ and depends on the rate introducing of reactivity and is inversely proportional to the feedback reactivity.

УДК 519.688:539.172.12

Calculation of Energy Release in Lead Target Irradiated with High Energy Protons with the Help of "CASCADE/INPE" Code System \A. Yu. Konobeyev, M. Vecchi; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 5 pages, 5 illustrations, 1 table. – References, 13 titles.

The calculation of energy release has been performed with the help of CASCADE/INPE code system for lead target irradiated with high energy protons. The comparison with available experimental data has been made. The results show that the main contribution to the energy release for the lead target is due to ionization losses of primary protons, ionization losses of secondary charged particles produced in nuclear reactions, photon interactions and light fragment emission from excited nuclei.

УДК 621.039.526

On Physical Characteristics of the Fast Reactors with the Na-Pb Coolant \A.M. Kuzmin, V.S. Okunev, A.N. Shmelev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 10 pages, 3 illustrations, 2 tables. – References, 9 titles.

The possibility of implementation of the Na-Pb alloy as a coolant of fast reactors is analysed. Some physical characteristics and minimal void reactivity coefficient received for the BN-800 reactor are given.

УДК 621.039.526

Research on the Characteristics of Inherent Self-Protection of the Fast Reactor with the Sodium-Lead Coolant \A.M. Kuzmin, V.S. Okunev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 7 pages, 3 illustrations, 3 tables. – References, 3 titles.

Some optimal inherent safety characteristics of LMFRs cores cooled with an alloy of sodium and lead, and ATWS analysis are presented in this paper. The core concept is based on the BN-800 design concept fuelled with UN-PuN. These results can be useful for the design of new generation of nuclear reactors.

УДК 621.039.526

Selection of Basic Parameters and Characteristics of a Perspective Fast Power Reactor with Sodium Coolant \V.I. Matveev, V.A. Eliseev, I.V. Malysheva; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 10 pages, 1 illustration, 4 tables. – References, 6 titles.

On the base of big experience of Russia in design and operation of fast power reactors the concept of new generation fast reactors is developed which meets all requirements on the inherent safety, high ecological compatibility of fuel cycle and the ability to natural uranium economy even at low breeding parameters.

УДК 621.039.526

The Possible Conceptual Framework and Optimization of Safety Characteristics of the LMFRs with Different Types of Fuels and Cooled with the Na-K-Cs-alloy \V.S. Okunev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 10 pages, 3 tables. – References, 5 titles.

The layout of the LMFR with different types of fuels and cooling with the Na-K-Cs-alloy are discussed. The results are present of the solution of optimization problems with limitations for safety functionals characterizing an accident situations of ATWS types.

УДК 621.039.52.034.6

Thermodynamics and Kinetics of Interaction of Oxygen and Nickel Impurities in Lead-Bismuth Eutectic Alloy \B.A. Shmatko, A.E. Rusanov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 6 pages, 3 illustrations, 2 tables. – References, 8 titles.