

эксплуатации и систем, предупреждающих недопустимое развитие аварийных ситуаций. К недостаткам интегральной компоновки следует отнести затрудненный доступ к трубным системам парогенераторов в случае их замены или ремонта и более сложные условия перегрузки топлива. Поэтому интегральная компоновка предполагает использование отработанного высоконадежного оборудования. Для окончательного решения вопроса о типе установки необходимо корректное сравнение обоих типов с привлечением всех критериев, определяющих оптимальность ЯЭУ для ледоколов нового поколения.

Выводы. Приведенные соображения позволяют считать, что многолетняя эксплуатация атомного ледокольного флота России подтвердила технико-экономическую эффективность его использования. Необходимость и перспективность освоения и развития северных регионов страны возможна только при наличии мощных атомных ледоколов. В стране есть научно-технические и производственные возможности для создания атомных ледоколов нового поколения. Необходимо учитывать, что промедление с началом работ по созданию ледоколов нового поколения недопустимо, поскольку сроки вывода действующих ледоколов из эксплуатации уже обозначены.

Поступила в Редакцию 24.01.03

УДК 621.039.526

РАЗРАБОТКА БЫСТРЫХ ГЕЛИЕВЫХ РЕАКТОРОВ В РОССИИ

*Пономарев-Степной Н.Н., Глушков Е.С., Гребенник В.Н., Демин В.Е., Князев В.А.,
Компаниец Г.В., Кухаркин Н.Е., Поляков Д.Н., Алексеев П.Н., Васильев А.В.,
Фомиченко П.А. (РНЦ «Курчатовский ин-т»)*

Мировая ядерная энергетика в прошлом веке базировалась в основном на тепловых реакторах. Ее широкомасштабное развитие с использованием только тепловых реакторов может привести к тому, что уже в XXI в. дешевого природного урана будет недостаточно. Решение топливной проблемы в этом случае состоит во включении в ядерную энергетику быстрых реакторов-размножителей и замкнутого топливного цикла, что повысит энергоиспользование природного урана в 20—30 раз за счет превращения ^{238}U в ядерное топливо. Это позволит дополнительно ввести в объемы экономически выгодных ресурсов существенно более дорогие запасы уранового сырья и обеспечить энергоресурсы в ядерной энергетике на многие столетия. При этом ее структура должна предусматривать совместное использование быстрых и тепловых реакторов [1—3]. Таким образом, развивающаяся ядерная энергетика будущего при росте абсолютных объемов и доли в общем производстве энергии будет характеризоваться расширением применения атомной энергии для производства не только электроэнергии, но и высокотемпературного тепла для различных технологических целей, что потребует самообеспечения воспроизводимым ядерным топливом. Одним из удачных решений для ядерной энергетики будущего, которое удовлетворяет этим требованиям, является высокотемпературный реактор с гелиевым теплоносителем как на тепловых (ВТГР), так и на быстрых нейтронах (БГР) [2, 3]. Применение ге-

лия с уникальными нейтронными параметрами улучшает воспроизводство и эффективность использования топлива, а благодаря химической инертности сводит к минимуму его взаимодействие с твэлами и конструкционными материалами реактора и дает возможность получить высокую температуру теплоносителя.

Высокая температура гелия обеспечивает возможность наряду с производством электроэнергии с высоким к.п.д. технологического использования тепла, в частности, для производства энергоносителей с применением термохимических циклов, например, водорода из воды. Такая возможность существенно повышает экологическую привлекательность ядерной энергетики. Этому способствует производство экологически чистого энергоносителя водорода, а также высокий температурный потенциал теплоносителя, который позволяет снизить тепловые сбросы в окружающую среду и использовать сухие градирни, что дает свободу в выборе площадок расположения станции независимо от наличия водного ресурса.

Разработкам высокотемпературных гелиевых реакторов на тепловых нейтронах в последнее время уделяется значительное внимание во многих странах. Значительно меньше известна информация о быстрых гелиевых реакторах, которые наряду с возможностями эффективного производства электричества и высокотемпературного тепла обладают возможностями по расширенному воспроизводству ядерного топлива. В настоящей статье изложены результаты анализа концепций гелиевых быстрых реакторов, выполненных в России в 70-е годы прошлого столетия.

Концепции быстрых гелиевых реакторов. Слабое взаимодействие нейтронов с гелием обеспечивает возможность получить более высокую среднюю энергию в спектре нейтронов в быстром гелиевом реакторе, что при отсутствии поглощения нейтронов гелием позволяет существенно увеличить коэффициент воспроизводства по сравнению с быстрым жидкометаллическим реактором, а также избежать нежелательных изменений реактивности при потере теплоносителя [4]. Были проанализированы различные концепции БГР, в которых эти особенности реализуются в той или иной степени.

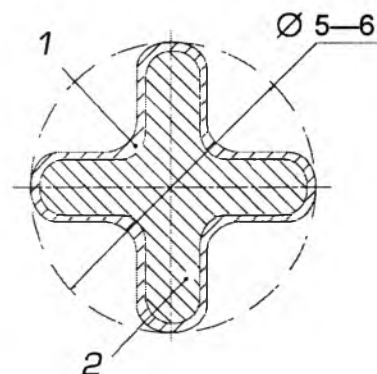
Одна из концепций состоит в получении максимального коэффициента воспроизводства ($K_B = 2$). Это возможно в реакторе с небольшой активной зоной, содержащей ^{239}Pu без воспроизводящего материала, что обеспечивает наиболее высокую среднюю энергию в спектре нейтронов («жесткий» спектр нейтронов) и соответственно наибольший коэффициент воспроизводства (реактор с плутониевой активной зоной). Для достижения в таком реакторе малого времени удвоения (около 5 лет) необходимо иметь высокую теплонапряженность активной зоны (2—3 МВт/л) и глубину выгорания не менее 30% тяж. ат. [5]. Небольшой размер активной зоны в таком реакторе даже при высокой теплонапряженности позволяет создать модульный реактор относительно малой тепловой мощности ~250 МВт.

Повышение мощности реактора при сохранении параметров воспроизводства топлива и, в частности, высокого коэффициента воспроизводства может быть реализовано в реакторе с мультиплутониевой активной зоной, основанной на размещении нескольких плутониевых зон в определенной периодической структуре внутри общего блока зоны воспроизводства [5, 6]. Характеристики активной зоны мультиплутониевого быстрого реактора близки к характеристикам реактора с плутониевой активной зоной.

Повышение мощности быстрого гелиевого реактора возможно при реализации активной зоны с плутонием, разбавленным ^{238}U [6]. Использование такой активной зоны приводит к уменьшению средней энергии в спектре нейтронов («смягчение» спектра нейтронов) и заметному уменьшению коэффициента воспроизводства ($K_B = 1,6$). Тем не менее в таком реакторе также может быть достигнуто время удвоения около 5 лет при умеренной теплонапряженности активной зоны (около 700 кВт/л) и умеренной глубине выгорания топлива 10% тяж. ат.

Рассмотрим эти концепции более подробно.

Реактор с плутониевой активной зоной. Такой реактор состоит из рабочих ТВС, которые имеют шестигранную форму с размером под ключ 69 мм и размещены с шагом 71 мм. Рабочая ТВС активной зоны по высоте состоит из участка высотой 40 см из диоксида плутония и симметрично с каждой стороны из участков торцевых экранов из обедненного урана при общей высоте 180 см. Стремление получить минимальное время удвоения потребовало высокой теплонапряженности активной зоны и глубокого выгорания топлива, что, в свою очередь, обусловило



Р и с. 1. Поперечное сечение стержневого твэла крестообразного профиля: 1 — оболочка; 2 — топливо

высокое давление гелия и определило требование к конструкции твэлов. Они имеют крестообразный профиль, образованный стальной оболочкой, с засыпкой крупки диоксида плутония плотностью около $7,5 \text{ г/см}^3$ (рис. 1). Активная зона содержит 56 рабочих ТВС и 5 ТВС органов регулирования. Рабочие ТВС бокового экрана выполнены из металлического обедненного урана. ТВС аварийной защиты (их три) представляет собой трубу из нержавеющей стали диаметром 64 мм и толщиной стенки 1 мм, в которой размещается 61 поглощающий элемент в виде трубок размером $6 \times 0,15 \text{ мм}$, заполненных в средней части на высоте

40 см карбидом бора обогащением 60% по ^{10}B . ТВС автоматического регулирования (их две) аналогична ТВС аварийной защиты с размещением семи поглощающих элементов из природного карбида бора.

Основные параметры реактора с плутониевой активной зоной таковы:

Тепловая мощность, МВт . . .	250
Давление гелия, МПа . . .	30
Температура гелия на входе/выходе в реактор, °С . . .	300/490
К.п.д., % . . .	40
Диаметр/высота активной зоны, см . . .	60/40
Диаметр/высота реактора вместе с экранами, см . . .	180/180
Критическая загрузка ^{239}Pu в стационарном состоянии, кг . . .	155
Коэффициент воспроизводства . . .	2,06
Время удвоения, год . . .	4—5
Глубина выгорания топлива, % тяж. ат. . . .	30
Кампания топлива, эф. сут . . .	300

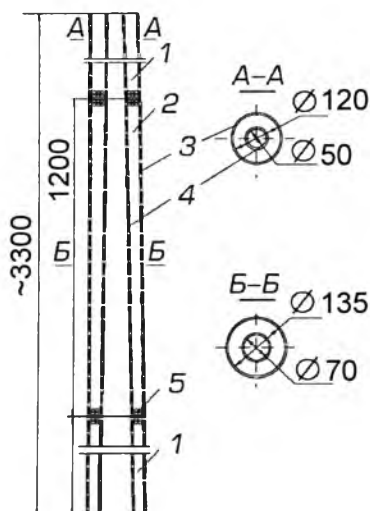
Стальной корпус реактора толщиной 250 мм с внутренним диаметром 2,2 м и высотой около 6 м имеет стальную крышку, через которую внутрь вводится перегрузочное устройство. К днищу присоединены приводы системы регулирования реактора. С внутренней стороны корпуса на расстоянии 10—20 мм располагается дополнительная разгруженная от давления стальная оболочка толщиной 40 мм, предназначенная для предупреждения быстрой утечки газа при возникновении трещин в корпусе в аварийных ситуациях. Из реактора нагретый гелий подается в парогенераторы, откуда водяной пар направляется в паровые турбины машинного зала, где вырабатывается электричество. АЭС электрической мощностью 1200 МВт предполагает размещение 12 одинаковых модулей в реакторном здании с общим машинным залом и вспомогательным хозяйством.

Реактор с мультиплутониевой активной зоной. Он основан на размещении нескольких плутониевых зон в определенной периодической структуре внутри общего блока зоны воспроизводства. Мощность такого реактора может варьироваться. Так, для получения электрической мощности 1200 МВт необходимо в одном блоке урановой зоны воспроизводства разместить 12 малых плутониевых зон в два этажа. Сверху и снизу плутониевых зон располагаются слои торцевых экранов из ^{238}U . Расстояние по высоте между плутониевыми зонами 30—50 см.

Быстрый гелиевый реактор большой единичной мощности со смешанным уран-плутониевым топливом. При разработке реактора большой единичной мощностью размеры активной зоны выбирали, исходя из требуемой мощности блока АЭС [6]. Так, при электрической мощности блока АЭС 1000—1200 МВт объем активной зоны составляет ~2000 л, топливная загрузка состоит из смеси диоксида плутония и урана с содержанием плутония около 15—20%. Разбавление плутония ураном приводит к уменьшению средней энергии спектра нейтронов и заметному уменьшению коэффициента воспроизводства ($K_B = 1,6$). Однако благодаря большому размеру активной зоны удельная загрузка плутония в таких реакторах невелика (0,4—0,5 кг/л), что обеспечивает при невысокой энергонапряженности (700—800 кВт/л) и глубине выгорания топлива 10% тяж. ат. время удвоения около 5 лет.

Рассмотрены два инженерных решения по выбору размера и формы активной зоны и связанных с этим схем охлаждения активной зоны: традиционная схема теплосъема при продольном охлаждении стержневых твэлов и схема теплосъема с использованием сферических микротвэлов и продольно-поперечного движения гелиевого теплоносителя в активной зоне.

Активная зона со стержневыми твэлами. При продольном охлаждении стержневых твэлов в реакторе большой единичной мощности для приемлемых гидравлических потерь на прокачку гелия активная зона должна иметь большое уплощение ($d/h = 2—3$). Рассмотрены стержневые твэлы двух конфигураций: стержневой твэл круглого сечения и крестообразного профиля. Первый из них имеет металлическую оболочку из нержавеющей стали ЭИ-847 диаметром 7, толщиной 0,3—0,4 мм. Топливо представляет собой таблетки из диоксида плутония и обедненного урана. Наружный диаметр таблетки около 6 мм, внутренний диаметр 2,5 мм. Высота активной части твэла 1000 мм. В той же оболочке сверху и снизу от активной части расположены торцевые зоны воспроизводства из диоксида обедненного урана



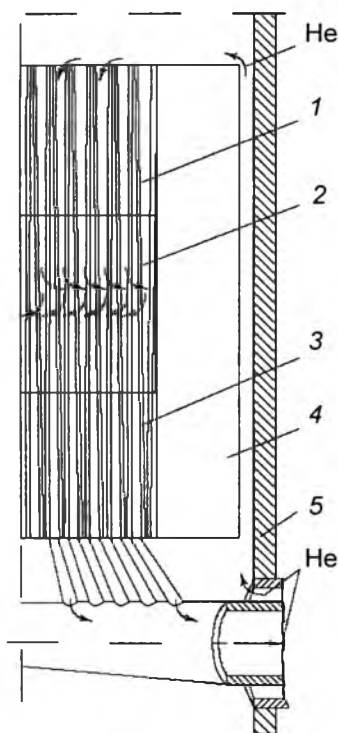
Р и с. 2. Схема БГР с использованием сферических микровзлов: 1, 3 — верхний и нижний торцевой экран соответственно; 2 — активная зона; 4 — боковой экран; 5 — стальной корпус

толщиной 500 мм. Твэлы дистанционируются с помощью навитой на оболочку проволоки или ребер на оболочке. В качестве второй конфигурации предлагалось использовать твэл крестообразного профиля с топливом в виде засыпки крупки из диоксида плутония и обедненного урана плотностью $7,5 \text{ г/см}^3$ (см. рис. 1).

ТВС со сферическими микровзлами. Для получения высокой удельной теплонпряженности в реакторах большого размера с небольшим уплощением активной зоны ($d/h < 1,5$) была рассмотрена схема с использованием сферических микровзлов и теплосъемом при продольно-поперечном движении гелиевого теплоносителя (рис. 2). При такой конструкции реактора может быть получена высокая энергонапряженность активной зоны (1000 кВт/л) при относительно малых потерях мощности на прокачку. Активная зона такого реактора имеет диаметр 180 см, высоту 120 см. ТВС состоит из двух коаксиальных конических цилиндров, образующих кольцевую полость, в которой размещаются сферические микровзлы. Стенки ТВС имеют отверстия для прохода теплоносителя (рис. 3). Активная зона реактора состоит из шестигранных ТВС, установленных с шагом $\sim 140 \text{ мм}$. Высокотемпературная стенка выполнена из молибдена, холодная — из нержавеющей стали.

В качестве основного варианта микровзла рассматривался сферический сердечник из соединений плутония и обедненного урана диаметром 2,15 мм, покрытый карбидом кремния с пироуглеродными слоями (суммарная толщина защитных покрытий из карбида кремния и пироуглерода составляет 150—200 мкм), внешним диаметром $\sim 2,5 \text{ мм}$. Рассматривались также микровзлы диаметром 2,5—5 мм с покрытиями из тугоплавких металлических сплавов, таких, как хромоникелевый сплав, сплавы на основе вольфрама, ванадия и др. Торцевые экраны имеют толщину 1000 мм, боковые 600 мм. Реактор размещается в стальном корпусе внутренним диаметром 3,8 м, давлением $\sim 17 \text{ МПа}$ по аналогии с ВВЭР.

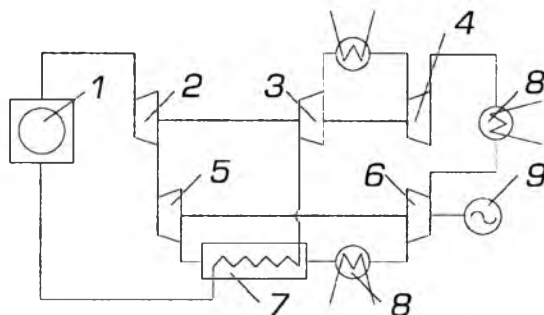
Основные характеристики быстрого гелиевого реактора большой единичной мощности при использовании стержневых твэлов или сферических микровзлов близки между собой и таковы:



Р и с. 3. Схема ТВС реактора БГР со сферическими микровзлами: 1 — торцевые экраны; 2 — активная часть; 3, 4 — наружная и внутренняя стенка с отверстиями для прохода гелия соответственно; 5 — сферические микровзлы

Мощность, МВт:	
тепловая . . .	2500—3000
электрическая . . .	1200
Давление гелия, МПа . . .	15—20
Температура гелия на входе/ выходе, °С:	
вариант с паровой турбиной . . .	350/650
вариант с гелиевой турбиной . . .	450/850
Загрузка ^{239}Pu , кг . . .	1400
Глубина выгорания топлива, % тяж. ат. . . .	10
Кампания твэлов, сут . . .	250
Коэффициент воспроизводства . . .	1,6
Время удвоения при времени переработки топлива 0,5 года, год . . .	5

В реакторе со сферическими микротовзлами температура гелия на выходе из реактора достигает 850 °С [6]. Это приводит к возможности его использования на АЭС как при двухконтурной схеме с паровой турбиной, так и при одноконтурной схеме с гелиевой турбиной с достижением высокого к.п.д. (48%). Для одноконтурной схемы предлагается использовать двухвальную турбину. Быстроходная турбина высокого давления служит приводом компрессоров. Турбина низкого давления с частотой вращения 3000 об./мин соединена с электрогенератором (рис. 4).



Р и с. 4. Одноконтурная технологическая схема АЭС с газовой турбиной для БГР со сферическими микротовзлами: 1 — реактор; 2, 5 — турбина высокого и низкого давления соответственно; 3, 4, 6 — компрессор высокого, среднего и низкого давления соответственно; 7 — регенератор; 8 — конечный охладитель; 9 — электрогенератор

Использование в быстром гелиевом реакторе карбидного и нитридного топлива. Воспроизводство топлива в БГР можно улучшить за счет использования более плотного по сравнению с оксидным, например, карбидного или нитридного (табл. 1). Нитридное топливо обладает наибольшей плотностью и теплопроводностью и приемлемой температурой плавления, что улучшает воспроизводство топлива при его использовании. Из данных, приведенных в табл. 2, следует, что КВ при использовании карбидного и нитридного топлива заметно повышается по сравнению с оксидным топливом, что стимулирует интерес к продолжению работ в этом направлении.

Т а б л и ц а 1. Исходные характеристики топлива [7]

Характеристики	Топливо		
	диоксидное	карбидное	нитридное
Теоретическая плотность, г/см ³	10,9	13,6	14,3
Температура плавления, °С	2800	2350	2650
Теплопроводность при 1000 °С, Вт/(м·К)	2,7	17,7	18,5

Таблица 2. Сравнительные характеристики БГР-1600 при использовании оксидного, карбидного и нитридного топлива

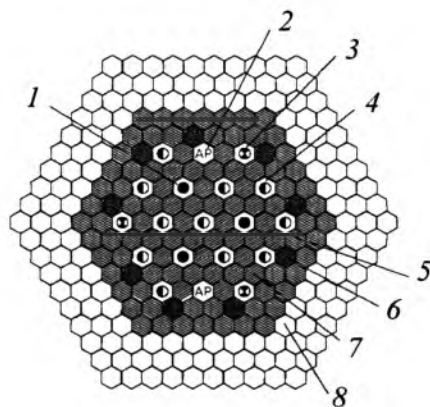
Параметр	(U, Pu)O ₂	(U, Pu)C	(U, Pu)N	(U, Pu) ¹⁵ N
Объем активной зоны, л	8360	8360	5640	5640
Удельная теплonaпряженность активной зоны, кВт/л	450	450	690	690
Уплощение активной зоны d/h	3	3	4	4
Объемный состав активной зоны (топливо/теплоноситель/конструкционные материалы), %	44/42/14	44/42/14	43/45/12	43/45/12
Содержание ²³⁹ Pu/ ²⁴⁰ Pu/ ²⁴¹ Pu, %	60/30/10	60/30/10	75/20/5	75/20/5
Критическая загрузка плутония в стационарном состоянии, кг	3230	3590	2870	2630
КВА	1	1,2	0,93	1
КВ	1,62	1,75	1,67	1,85
Кампания, год	2	2,8	1,7	1,7
Время удвоения топлива (при времени переработки 1 год), год	6,3	5,5	5,4	4,1

Следует обратить внимание на то, что воспроизводство при использовании нитридного топлива может быть повышено при замене в нем ¹⁴N на ¹⁵N, так как сечение поглощения нейтронов в ¹⁵N примерно в 1000 раз меньше сечения поглощения нейтронов в ¹⁴N. В связи с этим в перспективе по мере подорожания ядерного топлива может оказаться выгодным использование нитридного топлива с обогащенным по ¹⁵N азотом.

Разработки опытно-промышленной АЭС с БГР-300. Расчетные, экспериментальные и конструкторские проработки БГР, а также значительный мировой опыт разработки и эксплуатации ВТГР позволили в свое время принять решение о проектировании реакторной установки БГР-300 для АЭС электрической мощностью 300 МВт [8, 9]. Основное оборудование первого контура согласно проекту размещено внутри корпуса из предварительно напряженного железобетона. Реакторная установка включает в себя собственно реактор в центральной полости корпуса, четыре парогенератора с основными газодувками, четыре теплообменника расхолаживания с вспомогательными газодувками. Паротурбинная часть АЭС включает в себя четыре парогенератора с промежуточным гелиевым перегревом пара, паровую турбину, электрогенератор, конденсатор, насосы и другое обычное для машинных залов АЭС оборудование.

В БГР-300 используются стержневые твэлы диаметром 6,9 мм, толщиной стенки 0,4 мм. Топливо представляет собой таблетки из диоксида плутония и обедненного урана. Твэл по высоте в пределах активной зоны заполнен таблетками из диоксида PuO₂+UO₂, в пределах верхней и нижней зон воспроизводства — из диоксида обедненного урана. Высота активной части твэла 1000 мм. В той же оболочке сверху и снизу активной части расположены торцевые зоны воспроизводства, набираемые из таблеток диоксида обедненного урана, высота торцевых зон воспроизводства 500 мм. Оболочки твэлов выполнены из сплава типа нимоник. В одном из вариантов активная зона реактора состоит из 108 шестигранных ТВС с размером под ключ 140 мм и толщиной кожуха 2 мм, расположенных с шагом 145 мм. ТВС активной зоны содержат по 217 твэлов. В активной зоне для выравнивания

Р и с. 5. Схема размещения ТВС активной зоны и бокового экрана БГР-300: 1—4 — ТВС аварийной защиты, автоматического регулирования, температурной компенсации и обеспечения подкритичности, компенсации выгорания соответственно; 5, 7 — ТВС зоны большого и малого обогащения соответственно; 6 — ТВС зоны большого обогащения, заменяемые на ТВС бокового экрана; 8 — ТВС бокового экрана



распределения энерговыделения предусмотрены две зоны: малого и большого обогащения.

Активная зона окружена тремя рядами ТВС бокового экрана (рис. 5). В другой конструкции

активной зоны используются ТВС меньшего размера, в каждой из которых размещается примерно в 2 раза меньше твэлов, чем в предыдущем варианте. Размеры активной зоны и экранов для обоих рассмотренных вариантов совпадают. В связи с этим характеристики вариантов одинаковы. Основные характеристики БГР-300 следующие:

Мощность, МВт:	
тепловая ...	810
электрическая ...	300
Давление гелия, МПа ...	16
Температура гелия на входе/выходе, °С ...	260/630
Давление острого пара, МПа ...	17
Температура пара, °С ...	535
Тип твэла ...	Стержневой
Топливо активной зоны/зоны воспроизводства ...	(U + Pu)O ₂ /UO ₂
Критическая загрузка ²³⁹ Pu + ²⁴¹ Pu, кг ...	948
Состав загружаемого плутония (²³⁹ Pu/ ²⁴⁰ Pu/ ²⁴¹ Pu), % ...	60/30/10
Обогащение топлива по плутонию в зоне, %:	
малого обогащения ...	22
большого обогащения ...	30
КВ ...	1,63
Время удвоения при времени переработки топлива 0,5 года, год ...	10—12
Температурный эффект реактивности, % ...	–1,25
Изменение реактивности между перегрузками, % ...	–5
Эффективность регулирующих ТВС, % ...	13,4
Коэффициент неравномерности энерговыделения по радиусу/высоте активной зоны ...	1,36/1,25

Опытно-промышленная АЭС с БГР-300 представляет собой двухконтурную установку с гелиевым теплоносителем в первом контуре и паротурбинной схемой во втором контуре с размещением реактора и основного оборудования первого контура в корпусе из предварительно-напряженного железобетона. Паротурбинная часть БГР-300 размещается, как обычно, в машинном зале станции.

Заключение. Из анализа путей развития ядерной энергетики и разработок быстрых гелиевых реакторов следует вывод о перспективности их применения наряду с ВТГР в ядерной энергетике XXI в. В связи с этим было бы целесообразно в

рамках международного сотрудничества выполнить проработки проекта БГР, опирающиеся на разработанные ранее и представленные в настоящей статье концепции.

Работа выполнена по гранту поддержки ведущих научных школ № 00-15-99020.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Александров А.П., Пономарев-Степной Н.Н. Атомная энергетика и научно-технический прогресс. — В кн.: Атомной энергетике XX лет. М.: Атомиздат, 1974, с. 205—213.
2. Пономарев-Степной Н.Н., Глушков Е.С., Демин В.Е. и др. Топливные циклы при развитии атомной энергетике с использованием высокотемпературных гелиевых реакторов на быстрых и тепловых нейтронах. — Атомно-водородная энергетика и технология, вып. 1. М.: Атомиздат, 1978, с. 134—149.
3. Кирушин А.И., Пономарев-Степной Н.Н., Глушков Е.С. и др. Роль и место газоохлаждаемых реакторов в структуре ядерного энергоснабжения. — Атомная энергия, 1999, т. 87, вып. 2, с. 87—91.
4. Веселов В.М., Ганев И.Х., Глушков Е.С. и др. Исследование нейтронно-физических характеристик быстрого гелиевого реактора на критическом стенде КОБРА. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1984, вып. 6(43), с. 63.
5. Фейнберг С.М. Бридеры с газовым теплоносителем как альтернатива жидкометаллическому теплоносителю. Идеология жесткого и мягкого спектров. Доклад на совещании экспертов МАГАТЭ по быстрым реакторам с газовым теплоносителем. Минск, 1972, Gas-Cooled Fast Reactors. Vienna: IAEA-154, 1973, p. 21—63.
6. Пономарев-Степной Н.Н., Глушков Е.С., Гребенник В.Н. и др. Инженерно-физические проблемы быстрых реакторов-размножителей с газовым теплоносителем. — Там же, р. 191—235.
7. Глушков Е.С., Гребенник В.Н., Пономарев-Степной Н.Н. и др. Улучшение бридинга горючего в БГР. — Вести академии наук БССР, сер. Физико-энергетических наук, 1982, № 3, с. 29—33.
8. Емельянов И.Я., Завадский М.И., Пономарев-Степной Н.Н. и др. Конструктивные особенности реакторной установки опытно-промышленной АЭС БГР-300 с гелиевым теплоносителем. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Атомно-водородная энергетика и технология, 1980, вып. 2(7), с. 3.
9. Сметанников В.П., Ганев И.Х., Колганов В.Д. и др. Проектирование энергетических установок с высокотемпературными газоохлаждаемыми реакторами. М.: Энергоатомиздат, 1981.

Поступила в Редакцию 31.01.03

УДК 621.039.5

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ЭНЕРГИИ ВИГНЕРА И ФИЗИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ГРАФИТА ВЫТЭСНИТЕЛЕЙ СУЗ РБМК

*Платонов П.А., Бурлаков Е.В., Чугунов О.К., Достов А.И., Алексеев В.М.,
Смородкин Е.И. (РНЦ «Курчатовский ин-т»)*

Исследованию накопленной (запасенной) энергии в графитовых элементах уран-графитовых реакторов посвящено много работ как у нас в стране, так и за рубежом [1—4]. Природа накопленной энергии пока до конца не изучена, но все исследователи склоняются к мысли, что это прежде всего упругая энергия кристаллической решетки, связанная с ее искажением за счет образующихся в ней радиа-