

СТАТЬИ

УДК 621.039.4+621.039.5+621.039.51

КОНЦЕПЦИЯ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ С ОТКРЫТЫМ ТОПЛИВНЫМ ЦИКЛОМ

*Белов И.А., Давиденко В.Д., Ковалишин А.А., Колокол А.С., Пономарев-Степной Н.Н., Степанов А.С.,
Субботин А.С., Родионова Е.В., Прошкин А.А., Цибульский В.Ф., Цибульский С.В.
(ИЯР НИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва)*

Представленное в настоящей статье концептуальное предложение по проекту быстрого реактора имеет в сравнении с существующими реакторами и другими проектами большой потенциал, чтобы удовлетворить современные озабоченности, связанные с развитием ядерной энергетики. Оно интегрирует оригинальные идеи, некоторые из них были высказаны еще на этапе развития ядерной энергетики, но в силу разных обстоятельств не были реализованы. Представленная концепция быстрого реактора носит инновационный характер как в части безопасности, так и в вопросах топливного цикла.

Она предполагает:

решение проблемы безопасности в таком виде, чтобы можно было доказательно показать безопасность реактора в условиях тяжелых аварий, в том числе и на действующих реакторах;

решение проблемы топливообеспечения за счет реализации таких физических условий, которые обеспечивают наивысшие характеристики воспроизводства новых делящихся материалов из сырьевых изотопов;

независимую работу быстрого реактора от внешнего топливного цикла, темпов переработки в нем отработавшего ядерного топлива;

использование для топлива подпитки исключительно обедненного урана, формируя тем самым наиболее благоприятные условия поддержки режима нераспространения.

Столь привлекательный пакет характеристик предлагаемой концепции с позиции сегодняшнего дня может показаться чисто спекулятивным предложением и стремлением авторов разыграть еще одну рекламную акцию. Но это не так. Мы провели расчеты, которые полностью подтверждают заявленные принципиаль-

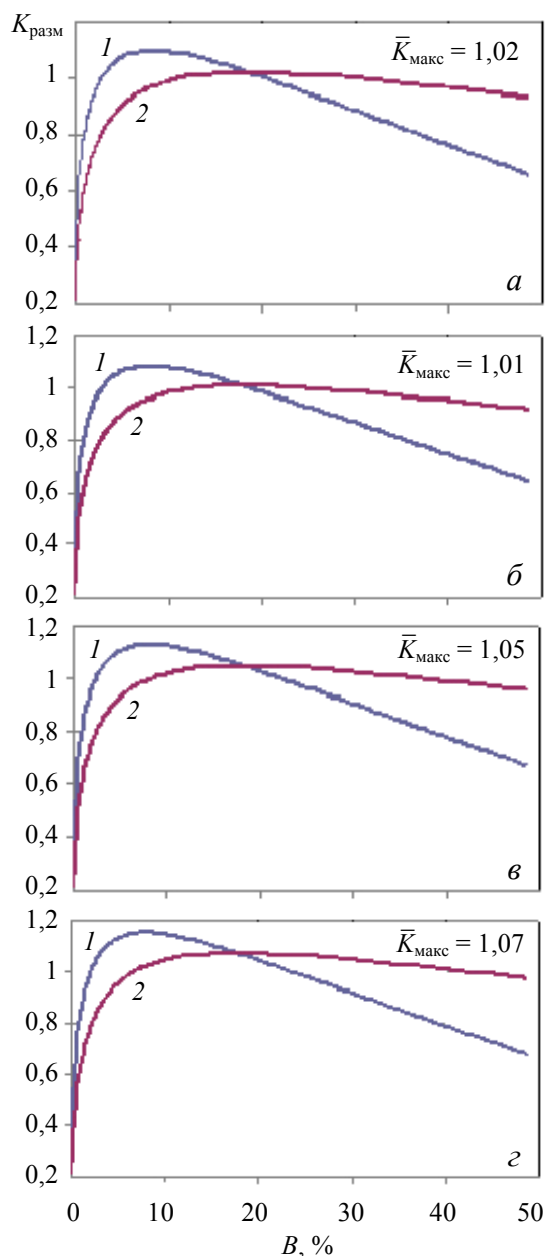
ные характеристики. Чтобы воплотить все это на практике, необходимо решить две сложные технические задачи, которые отработаны пока в недостаточной степени. Первым важнейшим условием технологического обеспечения концепции является использование в качестве топлива металлического урана. Это — серьезная проблема, но мы постулировали, что она может быть решена. Вторая проблема — создание конструкции реактора, в котором реализован непрерывный режим перегрузок топлива. Это тоже непростая задача, и тем не менее мы полагаем, что и она может найти удачное конструктивное решение. Таким образом, аксиома данного предложения состоит в том, что обе принципиально важные проблемы могут быть решены с использованием современных технологий, существующих и перспективных конструкционных материалов, надлежащего информационного обеспечения. Успешное решение этих проблем позволяет рассматривать представленную концепцию как инновационное предложение, не лишенное перспективы реализоваться на практике.

В последнее время в мире проявилась тенденция кардинального переосмысления существующих технических решений в области реакторостроения, и, как оказывается, многие из предлагаемых сейчас новаторств были обозначены еще ранее. Это относится и к разрабатываемому компанией «Террапауэр» (США), спонсируемой Б. Гейтсом, реактору на принципах «бегущей волны», идея которого была высказана Л.П. Феоктистовым в 1988 г., но еще задолго до этого С.М. Фейнбергом и Е.П. Кунегиним на второй Женевской конференции в 1958 г. (из дискуссии по докладам № 419 и 1848) [1]. Для мирного использования атомной энергии была

предложена идея «реактора-самоеда» и представлено расчетное обоснование возможности ее реализации. Согласно этому предложению в реактор загружается обедненный или природный ^{238}U , и наработанные делящиеся изотопы плутония поддерживают критичность. Согласно расчетам в таком реакторе можно добиться выгорания до 30% тяжелых ядер, пока накопившиеся продукты деления не переведут реактор в подкритическое состояние. В последующие годы в этом направлении были выполнены многочисленные исследования в разных странах мира, но дальше теоретических обоснований концепция не продвинулась. Трудно однозначно указать на причины такого состояния, но сейчас по мере разрастания глобальных энергетических и экологических проблем, когда потребность в масштабном новом энергоисточнике становится все более очевидной, нельзя исключить, что принципиально новые решения, способные обеспечить необходимые системные качества ядерной энергетики, могут оказаться востребованы.

Если выделить ключевые моменты разных концепций «реакторов-самоедов», то они сводятся к следующим. Реализация такого реактора может быть в том случае, если будут выполнены два условия: нейтронно-физическое — накопленного в процессе выгорания в уране количества плутония будет достаточно, чтобы обеспечить критическое состояние реактора, и технологическое — выгорание топлива, которое для этого потребуется, будет технологически приемлемо, т.е. твэл сохранит работоспособность.

Нейтронно-физические расчеты эволюции изотопного состава, выполненные с использованием современных библиотек ядерных данных для типичных топливных композиций (U, UO_2 , UN, UC, US) быстрых реакторов, показывают, что приемлемые варианты могут быть реализованы только с топливом в виде металлического урана. В подтверждение этому на рис. 1 приведена зависимость размножающих свойств разных топливных композиций (UO_2 , UN, UC, US) от выгорания. Начальное состояние топлива — отвалный уран с содержанием в нем 0,1% ^{235}U . В расчетах рассматривался характерный для быстрых реакторов состав топливных композиций, объемная доля теплоносителя (свинец или натрий) составляла около 40%, конструкцион-



Р и с. 1. Зависимость размножающих свойств от выгорания для топливной композиции UO_2 (а), UN (б), UC (в), US (г): 1 — размножающие свойства элементарной ячейки в зависимости от выгорания; 2 — средний коэффициент размножения при заданном выгорании

ных материалов 10%, топлива около 35—40%. Эти параметры могут уточняться в конкретной конструкции реактора, но важно найти такой состав топливной композиции, который реализует условия критичности топливной композиции за счет накопленного в ней плутония, т.е. следует получить решение с «запасом», необходимым при конкретном проектировании.

Из расчетов видно, что по мере выгорания размножающие свойства топлива улучшаются, при выгорании около 10% достигается макси-

мум коэффициента размножения (кривая 1). Если предположить, что в реакторе реализован непрерывный режим перегрузок топлива, то средние размножающие свойства топливной композиции будут рассчитываться как средние по выгоранию, т.е. по формуле

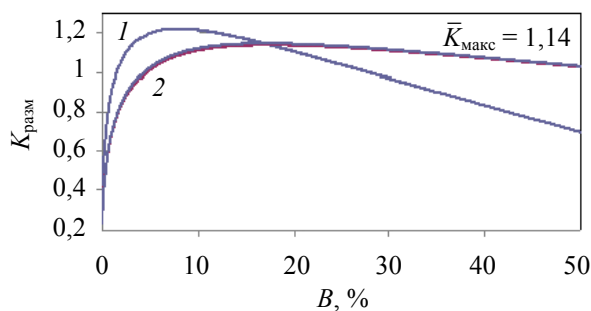
$$\bar{K}_{\text{разм}}(S_{\text{макс}}) = \frac{1}{S_{\text{макс}}} \int_0^{S_{\text{макс}}} K_{\text{разм}}(s) ds, \quad (1)$$

где $K_{\text{разм}}(s)$ — изменение размножающих свойств элементарной ячейки топливной композиции от выгорания; $\bar{K}_{\text{разм}}(S_{\text{макс}})$ — среднее размножающее свойство топливных ячеек с разным выгоранием на интервале $[0, S_{\text{макс}}]$.

Например, для диоксидуранового топлива максимальный коэффициент $K_{\text{разм}}(s)$ достигается при выгорании около 7%, коэффициент размножения примерно равен $K_{\text{разм}}(7\%) = 1,1$. Средний коэффициент размножения на интервале 0—7% $K_{\text{разм}}(7\%)$ будет меньше единицы. На рис. 1 видно, что наибольшие средние размножающие свойства в топливных композициях с UO_2 будут равны 1,02 при выгорании около 20%, что недостаточно для достижения условий критичности с учетом утечки нейтронов и запаса реактивности на компенсацию различного рода неопределенностей.

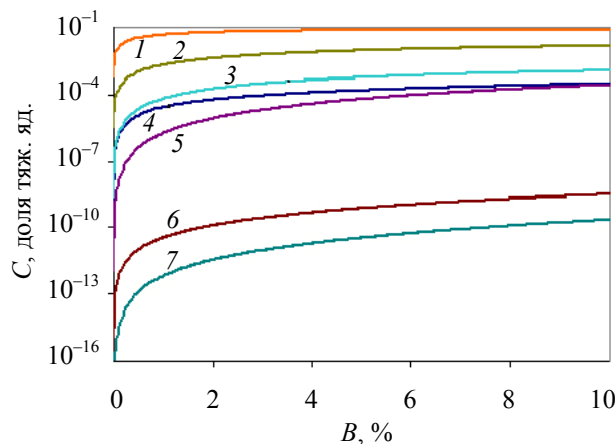
Ориентируясь на средние размножающие свойства, которые требуются для обеспечения условий критичности с учетом утечки нейтронов и запаса реактивности на компенсацию различного рода неопределенностей, можно оценить необходимое максимальное выгорание для каждой топливной композиции. Максимальный средний коэффициент размножения для топливной композиции UO_2 равен 1,02, UN — 1,01, UC — 1,05, US — 1,07.

На рис. 1 видно, что средний коэффициент размножения для всех керамик немного превосходит единицу, и чтобы приблизиться к максимальному среднему, требуется большое выгорание топлива около 15—20%. Ситуация меняется, если в качестве топлива используется металлический уран. Для объемной доли металлического урана в составе топливной композиции 25% уже при выгорании около 10% средний коэффициент размножения составляет примерно 1,1—1,14 (рис. 2). Такого значения достаточно, чтобы скомпенсировать утечку нейтронов и обеспечить запас реактивности для нормальной работы реактора.



Р и с. 2. Зависимость размножающих свойств от выгорания для металлического урана ($\bar{K} = 1,14$) (обозначения кривых см. на рис. 1)

Для работы реактора сначала формируется стартовая загрузка активной зоны, обеспечивающая его критичность. В качестве исходного материала можно использовать обедненный природный уран и плутоний, выделенный из отработавшего топлива тепловых реакторов. В процессе работы реактора по мере роста реактивности в активную зону загружаются твэлы с отвалным ураном, выгоревшие твэлы выгружаются из реактора. Загрузка-выгрузка регулируются с учетом состояния критичности реактора. По существу, этот алгоритм управления критичностью аналогичен тому, как управляют концентрацией борной кислоты в ВВЭР. Постепенно реактор выходит в равновесный режим перегрузок, для этого потребуется время в течение одной-двух кампаний. Кампания топлива так же, как и в обычных реакторах, равна временному интервалу между загрузкой твэла в реактор и его выгрузкой. Изотопный состав плутония в выгружаемом из реактора топливе показан на рис. 3. Топливо выгоранием 10% будет содержать примерно 9,3% плутония (по отношению к тяжелым ядрам), т.е. загружая в реактор обедненный уран, в конце кампании в вы-



Р и с. 3. Содержание ^{239}Pu (1), ^{240}Pu (2), ^{241}Pu (3), ^{238}Pu (4), ^{242}Pu (5), ^{243}Pu (6), ^{244}Pu (7) при разном выгорании

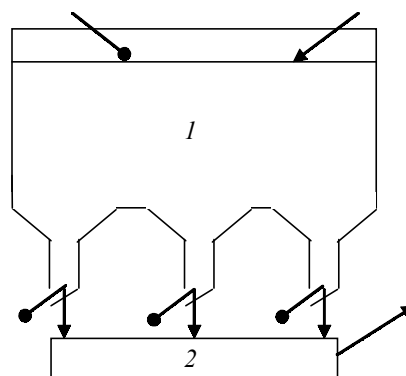
гружаемом топливе будет примерно 9,3% плутония, и это топливо можно использовать в последующем после переработки и удаления из него продуктов деления в качестве смешанного в тепловых реакторах или для формирования стартовых загрузок рассматриваемых здесь реакторов.

Поскольку реактор в равновесном режиме подпитывается исключительно ^{238}U , для работы нет надобности перерабатывать собственное отработавшее топливо. По существу, реактор работает в открытом топливном цикле, он берет отвалный уран в качестве загрузки, облученное топливо отправляется на склад. Нарботанный плутоний в последующем можно использовать по надобности. Загружаемое в обычный быстрый реактор топливо содержит плутоний, который возвращается в топливный цикл после переработки отработавшего топлива этого же реактора, и поэтому становится важной длительность его пребывания во внешнем топливном цикле. Для рассматриваемого реактора длительность внешнего топливного цикла может оказать влияние только на темп наращивания новых мощностей, но не влияет на работу уже действующих реакторов. Итак, при выгорании 10, 20% загружаемого ^{238}U конвертируется в плутоний, 10% которого расходуется на выгорание и примерно столько же остается в отработавшем топливе. Даже без переработки топлива и замыкания топливного цикла эффективность использования природного урана повышается в десяток раз. При внедрении в последующем переработки топлива и повторном применении накопленного плутония эффективность использования урана возрастает еще в 2 раза. В сравнении с действующими тепловыми реакторами эффективность использования природного урана увеличивается примерно в 20 раз, что решает проблему топливообеспечения ядерной энергетики на длительную перспективу. Этот реактор является хорошим размножителем топлива.

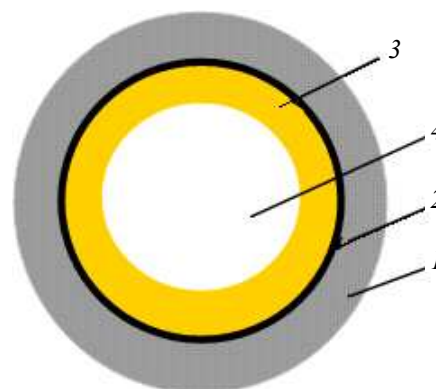
В логике данного предложения переработка отработавшего топлива необходима для системы ядерной энергетики, а не для работы данного реактора. Она нужна для того, чтобы подпитывать выделенным при переработке плутонием тепловые реакторы, создавать новые стартовые загрузки для реакторов предлагаемого типа, наращивая тем самым мощности ядерной энергетики. Переработка топлива в этом случае не

требует коротких сроков пребывания облученного топлива во внешней части топливного цикла, что качественно смягчает требования к технологии переработки. Скорость переработки в этих условиях определяющим образом будет зависеть лишь от того, сколь высокими темпами потребуется развивать ядерную энергетику. Время удвоения для этого реактора составляет около 7 лет, что позволяет даже при высоких темпах развития ядерной энергетики иметь достаточно большой запас времени на выдержку отработавшего топлива перед переработкой.

Принципиальная схема реактора выглядит так, как показано на рис. 4. В данном случае предполагалось, что твэлы, которые позволяют реализовать непрерывный режим перегрузок топлива, имеют сферическую форму. Схема ячейки реактора показана на рис. 5, объемная доля материалов следующая: топливо 0,25, газовая полость 0,244, оболочка твэла 0,106, эффективная доля теплоносителя в расчете на один твэл 0,4. Сферические твэлы загружаются в



Р и с. 4. Принципиальная схема реактора с засыпной активной зоной: 1 — активная зона; 2 — теплообменник; ●, → — контур циркуляции сферических твэлов и теплоносителя первого контура соответственно



Р и с. 5. Элементарная ячейка реактора: 1 — теплоноситель; 2 — оболочка; 3 — топливо — обедненный уран; 4 — газовая полость

верхнюю часть активной зоны и выгружаются вниз. Во внешнем контуре осуществляется контроль за выгоранием топлива, и твэлы, достигшие заданного выгорания, удаляются в хранилище, на их место догружаются свежие с загрузкой из обедненного урана.

Сферический твэл включает в себя керн из уранового топлива — сферический слой обедненного урана внутренним радиусом 1,2 см, внешний радиус топливной матрицы 1,5 см. Расчеты выполнены для толщины стальной оболочки твэла 1 мм. Свободная засыпка шаровых твэлов в активной зоне обеспечивает их объемную долю около 60%.

Оценки основных характеристик реактора следующие:

Мощность, МВт:	
тепловая . . .	2800
электрическая . . .	1200
Удельная нагрузка, МВт/кг . . .	50
Объем активной зоны, м ³ . . .	12
Число твэлов, тыс. . . .	420
Глубина выгорания, % . . .	10
Кампания, лет . . .	6
Годовая подпитка, т . . .	9
Изотопный состав топлива, %:	
загружаемого	
²³⁵ U . . .	0,1
²³⁸ U . . .	99,9
выгружаемого	
²³⁸ U . . .	90,2
Pu . . .	9,3
Pu _{дел} . . .	7,8

Нейтронно-физические расчеты выполнены в предположении использования в качестве теплоносителя свинца или натрия. В варианте с натрием размножающие свойства немного ухудшаются, примерно на 1% в коэффициенте размножения. Это объясняется слабой чувствительностью к виду металлического теплоносителя, что позволяет вопрос о его выборе решить в последующем, при более глубоком анализе всех аспектов предложения.

В реакторе при непрерывных перегрузках в каждом объеме активной зоны будет топливо с разным выгоранием и соответственно с разным содержанием делящихся изотопов. При этом средний изотопный состав топлива в каждой представительной области активной зоны будет один и тот же. За счет пространственной неравномерности поля нейтронов энергонапряженность твэлов в разных областях активной зоны

будет разная. Однако следует обратить внимание на рис. 3, на котором видно, что скорость накопления основного делящегося изотопа ²³⁹Pu высокая и его близкая к равновесной концентрация достигается в самом начале выгорания. Следовательно, и энерговыделение в большей части твэлов, несмотря на большие различия в выгорании, будет почти одинаковым. Расчеты показывают, что максимальная энергонапряженность будет примерно на 15% выше в сравнении со средней (50 кВт/кг), т.е. около 60 кВт/кг. С учетом пространственной неравномерности можно ожидать, что она увеличится еще в 1,3—1,5 раза. Это означает, что существенного превышения температуры в наиболее напряженных твэлах по отношению к средней не будет.

Наиболее сложный вопрос о стойкости твэла, и он существенно осложняется использованием в качестве топлива металлического урана. На данном этапе сделаны предварительные оценки. При выгорании топлива около 10% давление газообразных продуктов деления в сферическом твэле не превысит 20 МПа. Это позволяет рассчитывать на сохранение целостности твэла. Тем не менее, очевидно, необходимо серьезно проработать все технологические проблемы использования в качестве топлива металлического урана как наиболее перспективного для быстрых реакторов. В начале статьи мы уже обозначили проблему металлического топлива как ключевую для данного предложения. Понимая всю степень дискуссионности вопроса, в настоящее время представляется нецелесообразным углубляться в множественные детали использования металлического топлива. В этом направлении необходимы серьезная работа и экспериментальное обоснование возможности реализации такого предложения.

В рамках концептуального обоснования данного предложения важно оценить его с точки зрения наиболее уязвимых позиций в развитии ядерной энергетики, которые проявились в последнее время и значимо влияют на отношение к ней общественности. Конечно, в первую очередь это касается тяжелых аварий.

Произошедшие тяжелые аварии показывают, что существующие в настоящее время технические решения не позволяют в полной мере обеспечить приемлемые условия их протекания в том смысле, что такие аварии приводят к

большому выходу радионуклидов в окружающую среду и создают серьезные препятствия реабилитации обширных территорий. Сейчас концентрируют внимание на двух типах тяжелых аварий: 1) связанная с вводом положительной реактивности и последующим неконтролируемым разгоном реактора на мгновенных нейтронах и 2) обусловленная потерей теплоотвода от активной зоны. Второй тип аварии может начать развиваться как после реактивностной аварии, в результате которой произошли серьезные разрушения конструкций реактора, так и самостоятельно, когда нарушение условий теплосъема вызвано внешними причинами. Представленная концепция быстрого реактора обладает некими привлекательными свойствами, которые положительным образом могут противодействовать тяжелым авариям.

В реакторе предлагается реализовать режим непрерывных перегрузок топлива. Догружается топливо с размножающими свойствами намного меньше единицы, следовательно, ввести значимую реактивность по этому каналу нет возможности. В активной зоне лишь небольшой запас реактивности на оперативное управление, который следует выбрать меньше доли запаздывающих нейтронов. По существу это означает, что в реакторе нет запаса реактивности, способного привести к развитию разгона на мгновенных нейтронах. Важно и то, что этот малый запас реактивности формируется экспериментально в процессе эксплуатации реактора и, следовательно, он достоверен.

Тяжелые последствия, приводящие к выходу из-под контроля большого количества радионуклидов, как показывает практика произошедших аварий в мире, вызывает авария, связанная с потерей теплоотвода от активной зоны. В этом случае при обосновании безопасности следует рассматривать такие сценарии развития, в которых все системы охлаждения оказываются разрушенными. Расчеты показывают, что при таком условии ни один из существующих в настоящее время реакторов не в состоянии справиться с аварией и в результате остаточного энерговыделения конструкции активной зоны будут разрушены, а радиоактивные продукты выйдут в окружающую среду.

Есть проекты высокотемпературных модульных реакторов с топливными композициями на основе микротвэлов, в которых из-за вы-

сокой температуростойкости микротвэлов и низкой удельной энергонапряженности активной зоны при потере штатного теплоотвода удастся отвести остаточное тепло через боковой отражатель и стенку корпуса реактора исключительно за счет теплопроводности и при этом сохранить целостность микротвэлов. Однако для реакторов с многократно большей напряженностью активной зоны сохранить целостность твэла в случае потери теплоотвода не удастся. Уточним это утверждение. В тех ситуациях, когда в качестве механизмов переноса тепла остаются только два — теплопроводность и лучистый теплообмен, остаточное энерговыделение неизбежно приведет к расплавлению активной зоны. Иногда при обосновании безопасности рассматривают развитие аварии, связанной с потерей теплоотвода, таким образом, что предполагают сохранение каких-либо дополнительных условий для теплоотвода. Например, предполагают, что сохраняется тракт естественной циркуляции теплоносителя. Несомненно, это важный элемент противостояния разрушению оболочек твэлов, однако доказать, что такой канал съема тепла не пострадает в экстремальной ситуации, невозможно.

Рассматриваемый здесь реактор и в аварии, связанной с потерей теплоотвода, предоставляет новые возможности ее преодоления. В той ситуации, когда станет очевидным, что разрушена система теплоотвода и устранить неполадку не представляется возможным, следует удалить из активной зоны шаровые твэлы в специальное помещение, где они рассредоточатся на полу тонким слоем. Идея рассыпать активную зону, чтобы увеличить поверхность теплообмена твэлов с окружающей средой и за счет этого сохранить целыми оболочки твэлов, высказывалась давно [2, 3], но реализация этого предложения в реакторах со стержневыми твэлами и жестко фиксированной конструкцией активной зоны затруднительна. В рассматриваемом варианте мощность остаточного энерговыделения в расчете на один твэл не будет превышать 90 Вт и, очевидно, индивидуальный разогрев твэла не способен будет вызвать разрушение его оболочки. Взаимная блокировка теплоотвода соседними твэлами будет минимальна, тонкий слой твэлов на полу помещения будет длительное время охлаждаться за счет теплопроводности, нагревая окружающее пространство. Хотя в последую-

щем все же придется подключать системы охлаждения и для этого помещения. Предварительные расчеты показывают, что помещения площадью $\sim 500 \text{ м}^2$ будет достаточно, чтобы сосредоточить выгруженные из активной зоны твэлы и обеспечить отвод остаточного тепла на начальном этапе без разгерметизации твэлов, а в дальнейшем надо будет организовывать охлаждение этого помещения. По существу, в данном случае предоставляется возможность в условиях тяжелой аварии сохранить целостность твэла — первого и основного герметичного барьера в конструкции, созданного именно для исключения выхода радиоактивных продуктов деления в окружающую среду.

Конечно, возражения к такому решению очевидны: «А если не удастся рассыпать активную зону?» Несомненно, этот процесс аварийной разгрузки активной зоны не так прост, как может показаться из описанного, и наверное, полной гарантии, что он пройдет успешно, дать нельзя. Но он открывает принципиально новый канал возможностей. Важным для обеспечения гарантий безопасности в случае подобной аварии является возможность экспериментальной демонстрации эффективности предложенного решения, что, несомненно, обеспечит наивысший уровень доказательности и доверия общественности к ядерной энергетике. Трудно представить, чтобы в обычном реакторе кто-то захотел поэкспериментировать с отключением теплоотвода для доказательства надежности. В

том же случае, когда канал рассепания активной зоны реализован, есть все основания полагать, что надежность его функционирования может стать рутинной процедурой регламента.

Еще один проблемный вопрос широкомасштабного развития ядерной энергетики — нераспространение. С этой точки зрения данное предложение выглядит привлекательным. В активную зону загружается исключительно отвалный уран, который даже при хищении не удастся обогатить. Выгружаемое топливо имеет высокую активность и содержит трансурановые элементы, которые затрудняют использование топлива из отработавшего без специальной переработки в военных целях. Эта позиция открывает перспективы широкого экспорта такого типа реакторов, не опасаясь возможности использования ядерных материалов в военных целях.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Савелий Моисеевич Фейнберг. Выдающиеся ученые Курчатовского института. Под ред. В.А. Сидоренко. М., 2011.
2. Гольцев А.О., Кухаркин Н.Е., Мосевичкий И.С. и др. Концепция безопасного корпусного водо-водяного реактора с тепловыделяющими блоками на основе микро-твэлов ВТГР. — Атомная энергия, 1993, т. 75, вып. 6, с. 417—423.
3. Goltsev A.O., Kuharkin N.E., Mosevithky I.S. et al. Concept of a safe tank-type water-water reactor with HTGR micro-particle fuel blocks. — Ann. Nucl. Energy, 1994, v. 21, № 9, p. 17.

Поступила в Редакцию 9.04.12

УДК 621.039.526

АНАЛИЗ ОТКРЫТОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА БЫСТРОГО РЕАКТОРА ТИПА БН-800 С МЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТОПЛИВОМ НА НАЧАЛЬНОМ ЭТАПЕ ПЕРЕХОДА К ЗАМКНУТОМУ ЦИКЛУ

Митенков Ф.М., Песков Р.А. (ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород),
Митенкова Е.Ф., Соловьева Е.В. (ИБРАЭ РАН, г. Москва)

Основу ядерной энергетики будущего составят быстрые реакторы, работающие в замкнутом топливном цикле с высоким воспроизводством делящихся изотопов. На начальном этапе внедрения замкнутого топливного цикла в странах, развивающих быстрые реакторы, в том числе во Франции, США, Индии, России планируется использовать смешанное оксидное уран-

плутониевое топливо в режиме частичных перегрузок [1, 2]. В мире освоено промышленное производство указанного таблеточного топлива (Франция [1]). Согласно исследованиям дальнейшее усовершенствование связывается с высокоплотным топливом — карбидным, нитридным и металлическим [3, 4]. Металлическое топливо в виде трехкомпонентного уран-плу-