

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ СООБЩЕНИЯ

УДК 621.039.522.536

БЫСТРЫЙ ГОМОГЕННЫЙ ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР

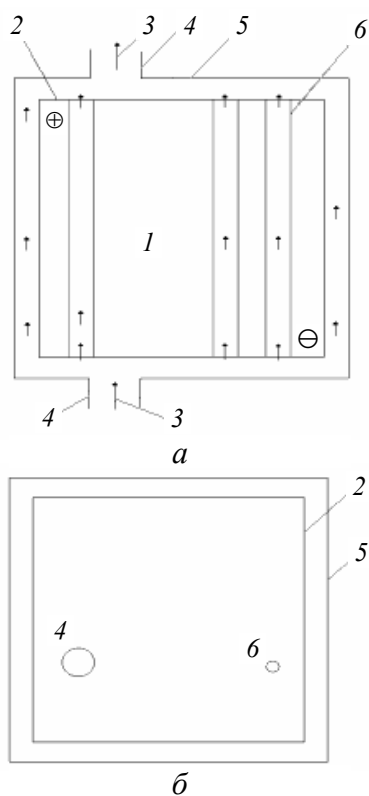
Такибаев Ж.С. (Национальный ядерный центр Республики Казахстан)

Перспективы развития ядерной энергетики связывают с разработкой быстрых реакторов, в том числе гомогенных [1—3]. В настоящей работе предложена новая конструкция гомогенного быстрого ядерного реактора (рис. 1). В качестве ядерного топлива предложено использовать взвесь, состоящую из диоксида урана в виде тонкого твердого порошка в металлическом сплаве состава, %: Bi 52,5, Pb 32, Sn 15,5 с температурой плавления 96 °С. Плотность этой жидкости 10,2 г/см³, что почти совпадает с плотностью диоксида урана 10,96 г/см³. Это важно, так как снижаются эффекты осаждения, расслоения и скапливания порошка. Из анализа изменения плотности среды и порошкообразного топлива в зависимости от температуры можно сделать вывод, что в указанных пределах температуры сильного различия плотности среды (Bi + Pb + Sn) и топлива в виде порошка не наблюдается (рис. 2). Это обстоятельство позволяет надеяться на совместимость топлива и среды в пределах указанной температуры. Однако все предварительные расчеты необходимо проверить экспериментально.

Свойства суспензии (эмульсии) определяются степенью ее дисперсности. Расслоение, прилипание частиц к стенкам, скопление в комки целесообразно изучить после выбора конкретного порошкового топлива. В жидкосолеовом топливе возможность увеличения его концентрации ограничена. Например, растворимость урана в висмуте меньше 3% даже при 700—800 °С [4], т.е. нужно иметь для этой цели в период старта реактора дополнительный источник тепла. В случае применения порошковой эмульсии концентрацию топлива можно получить почти по своему усмотрению. Второе важное преимущество порошковой жидкой эмульсии в предлагаемом варианте — низкая температура плавления (~100 °С).

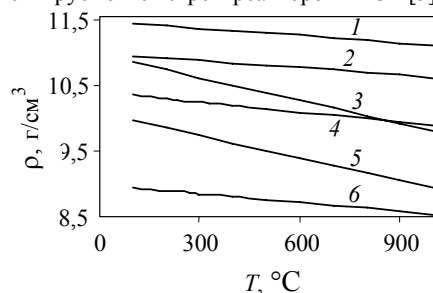
Основной топливный бак должен быть коррозионно-стойким в условиях большой тепловой нагрузки, мощного нейтронного излучения и воздействия продуктов деления. Стенка такого бака должна быть изготовлена по особой технологии путем создания нескольких слоев, содержащих такие элементы, как бериллий. Отметим, что наличие большого количества бериллия может смягчить спектр нейтронов, что неприемлемо в случае быстрого реактора.

Корпус реактора может быть изготовлен из обычных конструкционных материалов, применяемых в настоящее время. Это различные типы стали, хастеллой-н и др. Трубы, по которым протекает теплоноситель, изготавливают из материалов, которые применяют для таких же целей, например, в про-



Р и с. 1. Схема быстрого гомогенного реактора: а — вид сверху; б — вид сбоку; 1 — бассейн с ядерным топливом; 2 — основной топливный бак; 3 — поток теплоносителя; 4 — главная труба с теплоносителем; 5 — корпус реактора; 6 — внутренние трубы с теплоносителем, расположенные в топливном бассейне; ⊕, ⊖ — вход и выход ядерного топлива

ектируемом быстром реакторе БРЕСТ [5].

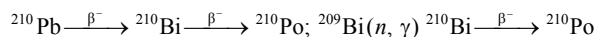


Р и с. 2. Зависимость плотности PuO₂ (1), UO₂ (2), Pb (3), USi (4), сплава состава, %: Bi 52,5 + Pb 32 + Sn 15,5 (5), USi₂ (6) от температуры

Теплоносителем может быть вода. Поскольку она является замедлителем нейтронов, реактор будет работать в режиме промежуточной энергии. Вторым кандидатом будет жидкий натрий, оправдавший себя в качестве теплоносителя в быстрых реакторах. В качестве третьего кандидата можно рассматривать одно из жидкометаллических веществ сложного состава, в частности, металлическую жидкость состава, %: Bi 52,5, Pb 32, Sn 15,5. В этом случае энергетический спектр нейтронов остается высокоэнергетическим, поэтому реактор будет работать на быстрых нейтронах.

Теплоноситель проходит в пространстве между внутренним основным топливным баком и корпусом реактора, омывая наружную поверхность топливного бака, и одновременно по внутренним трубам, расположенным в топливном бассейне. В случае использования металлической жидкости она одновременно может служить отражателем нейтронов, так как у этого вещества макроскопическое сечение рассеяния большое, макроскопическое сечение поглощения мало.

Во многих конструкциях гомогенного реактора топливо выполняет одновременно и функцию теплоносителя, что приводит к переносу радионуклидов по первому контуру. В предлагаемом варианте ядерное топливо изолировано от теплоносителя, радиоактивность которого ограничивается лишь наведенной активностью. Недостатки, связанные с коррозионным действием на конструкционные материалы, наведенная радиоактивность и трудности обеспечения циркуляции предлагаемого теплоносителя большой плотности, по-видимому, будут меньше, чем у чистого свинца. Возникающий в результате реакций



α-излучающий полоний можно локализовать, обеспечив соответствующую герметизацию системы [3].

Энергетический спектр нейтронов в активной зоне будет высокоэнергетическим. Это вытекает из состава ядерного топлива и теплоносителя, где в основном представлены тяжелые элементы свинец и висмут.

Спектр нейтронов можно смягчить с наиболее вероятным значением энергии ~0,1 МэВ, если заменить предполагаемый теплоноситель из тяжелых элементов на жидкосолевые теплоносители на основе LiF, NaF, BeF₂, как это рекомендовано в работе [6]. В этом случае, к сожалению, возникнет проблема трития, образующегося в реакциях $^6\text{Li} + n \rightarrow ^4\text{He} + ^3\text{H}$ и $^7\text{Li} + n \rightarrow ^4\text{He} + ^3\text{H} + n$. Кроме того, реактор будет работать при высокой температуре (выше 400 °C). Если будет приемлем вариант реактора на промежуточных нейтронах, например, с топливом $^7\text{LiF} - \text{BeF}_2 - ^{232}\text{ThF}_4 - ^{233}\text{UF}_4$, то тритий будет появляться лишь в результате тройного деления ^{233}U и его количество окажется малым. Этот вариант имеет право на существование и дальнейшее обсуждение.

В заключение отметим, что конечной целью настоящей работы является создание такого реактора, где будет значительно упрощена активная зона, снята проблема увеличения глубины выгорания топлива, существенно повышена эффективность использования уран-ториевого топлива.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Белая книга атомной энергетики. Под ред. Е.О. Адамова. М., 2001.
2. Такибаев Ж.С. Атомная энергия — разрушающая и созидаящая. Алматы: НИЦ «Гылым», 2002. 220 с.

3. Панкратов Д.В., Ефимов Е.И., Тошинский Г.И., Рябая Л.Д. Анализ полониевой опасности в ядерных энергетических установках со свинцово-висмутовым теплоносителем. — Атомная энергия, 2004, т. 97, вып. 2, с. 125—131.
4. Новиков В.М., Игнатьев В.В., Федулов В.И., Чередников В.М. Жидкосольевые ядерно-энергетические установки (ЯЭУ). Ядерная энергетика. Перспективы и проблемы. Физика и техника ядерных реакторов. М.: Энергоатомиздат, 1990.
5. Быстрый реактор естественной безопасности со свинцовым теплоносителем для крупномасштабной энергетики. Под ред. Е.О. Адамова, В.В. Орлова. М., 2002.
6. Алексеев П.Н., Белов И.А., Пономарев-Степной Н.Н. и др. Микротопливный реактор с жидкосольевым теплоносителем МАРС для малой энергетики. — Атомная энергия, 2002, т. 93, вып. 1, с. 3—13.

Поступило 28.11.03

В окончательной редакции 28.02.04

УДК 621.315.612:548.73

ГАЗОПРОНИЦАЕМОСТЬ КАБЕЛЕЙ С МАГНЕЗИАЛЬНОЙ ИЗОЛЯЦИЕЙ ДЛЯ ГЕРМОВВООДОВ ВГКК

Демчук В.А., Калиниченко Б.Б. (ИГиП),

Костюков Н.С., Стринадко Е.Н. (АмГУ)

На АЭС для защиты окружающей среды от вредных выбросов предусмотрена защитная железобетонная или стальная оболочка, через которую необходимо прокладывать кабельные линии с герметичными вводами. Современный гермоввод представляет собой трубу с закрытыми торцами, через которые пропущены токопроводящие кабели (рис. 1).

Поскольку надежность конструкции в целом определяется свойствами кабельных модулей, наиболее приемлемыми в условиях радиационного и температурного воздействия являются кабели с минеральной изоляцией на основе спрессованного порошка оксида магния (рис. 2). Их концы в модулях герметизируют вакуумно-плотными металлокерамическими изоляторами, которые обладают высокой радиационной стойкостью в γ -поле и сохраняют герметичность при облучении в реакторе до флюенса 10^{19} см^{-2} [1].

В настоящей статье представлены результаты измерения газопроницаемости кабельных модулей при разгерметизации их концевых заделок. Исследования выполнены на пяти образцах кабеля КНМС 1×4 поперечным сечением 4 мм^2 , длиной от 25 до 90 см и пяти образцах КМЖ $7 \times 2,5$ поперечным сечением $2,5 \text{ мм}^2$, длиной 50 см, которые используются в гермовводах типа ВГКК.

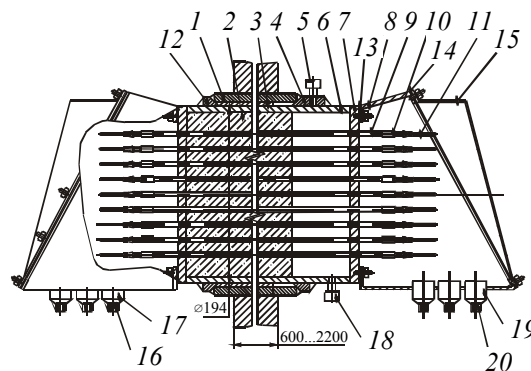
Для исследования герметичности был использован метод определения газопроницаемости по изменению давления рабочего газа за определенный промежуток времени в постоянном объеме:

$$Q = \Delta P / \Delta t - Q_{\text{ф}},$$

где $Q_{\text{ф}}$ — фоновое натекание, $\text{Па} \cdot \text{м}^3 / \text{с}$; $\Delta P / \Delta t$ — изменение давления в вакуумном объеме за промежуток времени Δt , $\text{Па} / \text{с}$ [2].

В экспериментах давление рабочего газа, приложенное с одной стороны образца, оставалось постоянным и составляло 0,56 МПа.

В нашем случае, когда межмолекулярные столкновения преобладают над столкновением молекул со свободной поверхностью, имеет



Р и с. 1. Общий вид гермоввода ВГКК: 1 — закладная труба; 2 — бетонный блок; 3 — закладной элемент; 4, 12 — монтажное кольцо; 5 — штуцер; 6 — корпус проходки; 7 — торцевые фланцы; 8 — корпус кожуха; 9 — кабельные модули; 10 — изоляторы; 11 — проводники; 13, 14 — прокладки; 15 — крышка кожуха; 16 — внешний кабель; 17, 19 — сальниковые узлы; 18 — контроль герметичности проходки; 20 — внешний кабель