

УДК 621.039.542.342+621.039.543.6

ЭФФЕКТИВНЫЙ СПОСОБ СЖИГАНИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ПЛУТОНИЯ В ВВЭР*Давиденко В.Д., Цибульский С.В. (НИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва)*

Выработка электроэнергии на АЭС сопровождается накоплением в облученном топливе не только продуктов деления, но и нового топлива в виде изотопов плутония, образуемых в результате ядерной (n, γ)-реакции на ^{238}U . В ВВЭР при выгорании, близком к 40 ГВт-сут/т, накапливается около 1% изотопов плутония.

Обращение с отработавшим ядерным топливом является одной из сложных проблем современного этапа развития ядерной технологии, и главной причиной этих трудностей является его высокая радиоактивность. Если отработавшее ядерное топливо подвергнуть переработке, выделить продукты деления, невыгоревшие тяжелые атомы исходного топлива и наработанный плутоний, то его можно будет использовать для изготовления нового топлива. Однако переработка топлива — процедура дорогостоящая [1].

В настоящее время в ПО «Маяк» при переработке облученного топлива ВВЭР-440 и БН-600 выделено более 40 т плутония энергетического качества, хранение которого создает заметное экономическое обременение. По опубликованным данным известно, что стоимость хранения 1 г плутония в течение 1 года составляет примерно от 2 до 4 дол., на хранение 40 т потребуется около 80 млн дол. Хранение отработавшего ядерного топлива без переработки составляет около 4 дол. в год. Указанные 40 т плутония получены после переработки примерно 4000 т отработавшего ядерного топлива. Хранение этого облученного топлива в течение года потребовало затрат 16 млн дол. Из этих оценок видно, что после переработки облученного топлива и выделения из него плутония затраты на хранение только увеличиваются.

Обычно полагают, что выделенный из отработавшего ядерного топлива тепловых реакторов плутоний в перспективе можно использовать для изготовления топлива быстрых реакторов, но до этого времени его придется хранить. По этой причине в странах, где отношение к развитию быстрых реакторов в ядерной энергетике более сдержанное, выделенный плутоний используют для изготовления смешанного уран-

плутониевого оксидного топлива для тепловых реакторов.

Переработка отработавшего ядерного топлива тепловых реакторов в настоящее время оправдана отработкой технологии обращения с ним и утилизацией радиоактивных отходов. Пока выделенный плутоний как ядерно опасный материал поступает в распоряжение государственных структур, и непосредственно с Росэнергоатом платят за его хранение не взимается. Возможно, что со временем этот порядок изменится и плату за хранение будут взимать с хозяйствующих субъектов Росатома. Это окажется дорого. По этим причинам целесообразно проанализировать возможность утилизации энергетического плутония в тепловых реакторах. Это важно и с той точки зрения, что возможность работать со смешанным топливом благоприятно скажется и на повышении экспортного потенциала отечественных ВВЭР.

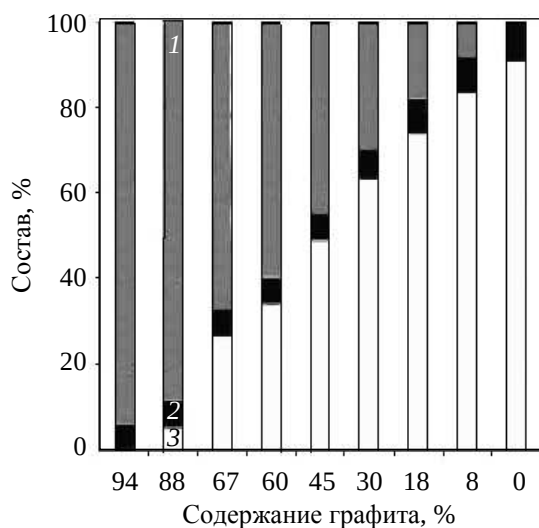
Пока сжигание энергетического плутония в тепловых реакторах ориентировано на использование смешанного топлива, в котором плутоний, выделенный из отработавшего ядерного топлива тепловых реакторов, смешивается с обедненным ураном. После облучения в смешанном топливе содержится более 4% плутония, изотопный состав существенно деформирован в сторону повышенного содержания ^{240}Pu , что создает дополнительные трудности формирования топливных загрузок из облученного смешанного топлива. В связи с этим возникают сомнения в целесообразности переработки такого топлива. Известны разные варианты повышения эффективности утилизации плутония, в том числе и с заменой ^{238}U на сырьевой изотоп ^{232}Th . В настоящей статье обсуждается альтернативный вариант сжигания энергетического плутония в тепловых реакторах, ориентированный на минимизацию использования сырьевого изотопа при формировании топливных загрузок.

Эффективный способ утилизации плутония в ВВЭР можно обеспечить в случае, если смешанное топливо будет содержать существенно меньшее количество сырьевого изотопа ^{238}U . Например, так предполагалось сжигать оружейный плутоний в ГТ-МГР [2]. Уменьшение со-

держания ^{238}U приведет к снижению накопления новых ядер плутония и позволит обеспечить почти полное сжигание первоначально загруженного плутония.

Сгорание плутония в смешанном уран-плутониевом оксидном топливе с пониженным содержанием ^{238}U . Для оценки эффективности сжигания плутония в ВВЭР выполнены расчеты выгорания топлива разного состава (с разным содержанием ^{238}U). Расчеты проведены для элементарной ячейки в предположении трехкратных перегрузок топлива. Основным принят вариант ячейки ВВЭР с обогащенным ураном (содержание в свежем топливе 5% ^{235}U). Расчетами определена длительность кампании 1285 сут. Считалось, что изотопный состав плутония, из которого формируется смешанное топливо, соответствует полученному при выгорании диоксидуранового топлива основного варианта.

Проведены расчеты следующих вариантов. Содержание плутония в таблетке из смешанного уран-плутониевого оксидного топлива выбиралось так, чтобы длительность кампании была такой же, как и для базового варианта. Плутоний смешивался с отвалным ураном, в котором содержание ^{235}U составляло 0,15%. В вариантах топливной композиции постепенно уменьшалось содержание урана. Освободившийся объем топливной таблетки замещался инертным материалом, в качестве которого рассматривался графит, и подбирались новая концентрация плутония для обеспечения заданной кампании (рис. 1).

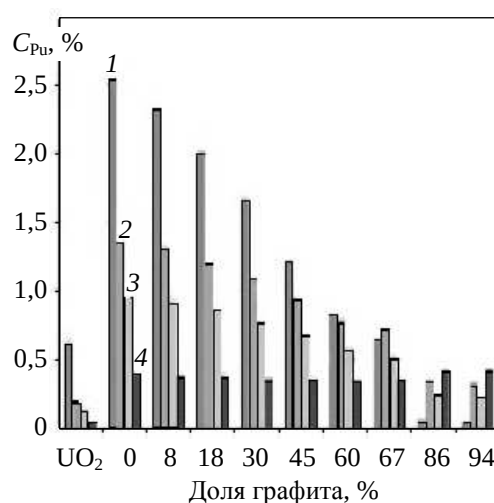


Р и с. 1. Изменение состава топливной таблетки по мере замещения урана графитом: 1, 2, 3 — графит, плутоний, уран соответственно

Для варианта без инертного материала таблетка состоит только из UO_2 и PuO_2 — это стандартное смешанное топливо, используемое в реакторах. Для длительности кампании 1285 сут начальное содержание плутония должно быть равно 9,2%. В варианте с полным удалением урана из топливной таблетки (содержание графита в топливной таблетке около 94%) концентрация плутония соответствует обогащению плутонием 6,4%. Таким образом, удаление урана из топливной таблетки приводит к повышению эффективности использования плутония в 1,4 раза. Расчеты проведены в гомогенном приближении, когда топливная таблетка рассматривалась как гомогенная смесь указанных материалов.

На рис. 2 видно, что отработавшее диоксидурановое ядерное топливо имеет примерно следующий состав, %: ^{239}Pu 60, ^{240}Pu 20, ^{241}Pu 14, ^{242}Pu 4. Количество плутония в отработавшем ядерном топливе ВВЭР при выгорании 60 ГВт-сут/т около 0,7%. Если при изготовлении смешанного уран-плутониевого топлива сохранить загрузку ^{238}U (использовать стандартное смешанное топливо), то его наличие приведет к накоплению плутония. Его общее количество в облученном топливе будет примерно в 5 раз больше по отношению к плутонию в отработавшем ядерном топливе из диоксидуранового топлива.

В варианте полного удаления ^{238}U из топливных таблеток с плутонием в отработавшем ядерном топливе количество плутония будет примерно такое же, как и в базовом варианте



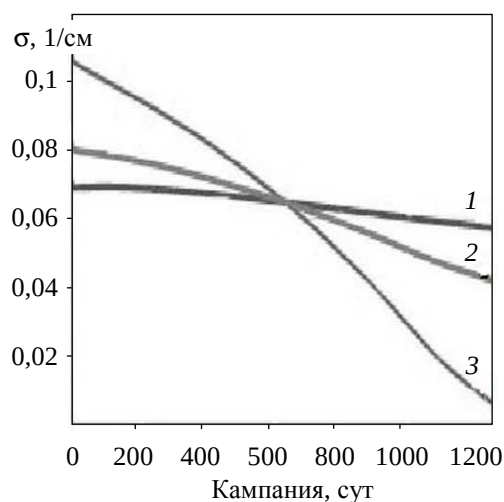
Р и с. 2. Изотопный состав выгружаемого плутония в зависимости от доли графита в топливной таблетке: 1 — ^{238}Pu ; 2 — ^{239}Pu ; 3 — ^{240}Pu ; 4 — ^{241}Pu

менее 1%, но изотопный состав другой, %: ^{239}Pu 4, ^{241}Pu 22. Учитывая, что период полураспада ^{241}Pu 14,4 года, можно ожидать, что после его распада в облученном топливе будут содержаться преимущественно четные изотопы плутония, повторное использование которых в топливных загрузках нецелесообразно.

Расчеты нейтронно-физических характеристик. Расчеты нейтронно-физических характеристик, важных для оценки безопасности реактора, показали, что для всех вариантов топливных композиций температурный коэффициент реактивности по топливу остается отрицательным. Так, в варианте полного удаления ^{238}U температурный коэффициент реактивности изменяется от $-6 \cdot 10^{-6}$ в начале до $-1 \cdot 10^{-5}$ 1/град в конце кампании. Этот коэффициент реактивности меньше, чем для диоксидуранового топлива, но сохраняет отрицательное значение в течение всей кампании и не может вызывать опасений. Аналогично изменяется и коэффициент реактивности по плотности теплоносителя. С уменьшением плотности теплоносителя вносится отрицательная реактивность на начало кампании для варианта с полным отсутствием ^{238}U — эта величина составляет около $-2 \cdot 10^{-4}$ 1/(г/см³).

В варианте с отсутствием ^{238}U в плутониевых таблетках по мере сжигания плутония сечение деления будет сильно уменьшаться. В процессе кампании может сложиться такая ситуация, при которой в отдельных ТВС, если в них будет только плутониевое топливо, сильно понизится энерговыделение, что приведет к непомерному увеличению нагрузки на кассеты с диоксидурановым топливом. Во избежание этого целесообразно в ВВЭР ограничиться заменой примерно 30% твэлов с диоксидурановым топливом на твэлы с плутонием. Как видно на рис. 3, по сравнению с базовым вариантом изменение сечения деления в течение кампании в этом варианте изменяется незначительно.

Дополнительные положительные преимущества использования твэлов с плутонием и без сырьевого изотопа могут появиться и при выборе выгорающего поглотителя для компенсации запаса реактивности на выгорание. В твэлах с



Р и с. 3. Среднее сечение деления для базового варианта с диоксидурановым топливом (1), с 70% диоксидуранового и 30% смешанного топлива (2), со смешанным топливом (плутоний в графитовой матрице) в кассете (3)

плутонием делящийся изотоп занимает лишь 6% объема, остальное инертная графитовая матрица. Поэтому появляется возможность использовать одновременно эти твэлы и для размещения в них выгорающего поглотителя, например, на основе эрбия. Плутоний можно разместить в микротвэлах из пироуглерода и карбида кремния, как это предполагалось в ГТ-МГР. Это дополнительно увеличит прочность плутониевых твэлов.

Основным преимуществом рассмотренной в статье схемы сжигания плутония в ВВЭР является почти полуторакратное повышение эффективности использования плутония в сравнении с обычным смешанным топливом и отсутствие необходимости повторной переработки отработавшего ядерного топлива из плутониевых твэлов. Отработавшее ядерное топливо этих твэлов целесообразно сразу отправлять на захоронение.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Андрюшин И.А., Юдин Ю.А. Обзор проблем обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом. Саров, РФЯЦ — ВНИИЭФ, 2010.
2. Kiryushin A.I., Kodochigov N.G., Kuzavkov N.G. et al. Project of the GM-MHR high-temperature helium reactor with gas turbine. — Nucl. Engng Design, 1997, v. 173, p. 119—129.

Поступила в Редакцию 19.08.14