

О РАЗМНОЖАЮЩИХ СВОЙСТВАХ ПОДКРИТИЧЕСКОГО БЛАНКЕТА ЭЛЯУ ПРИ ГЛУБОКОМ ВЫГОРАНИИ ТОПЛИВА И МНОГОКРАТНОМ ПРИМЕНЕНИИ DUPIC-ТЕХНОЛОГИИ ЕГО РЕГЕНЕРАЦИИ

Г.Г. Куликов, А.Н. Шмелев

*Московский инженерно-физический институт (технический университет),
г. Москва*



Рассмотрено применение термомеханической DUPIC-технологии регенерации топлива для достижения сверхглубокого выгорания топлива в слабоподкритическом бланкете ЭЛЯУ с быстрым спектром нейтронов.

ВВЕДЕНИЕ

В 90-е гг. прошлого столетия была выполнена разработка концепции быстрого реактора БРЕСТ с тяжелым (свинцовым) теплоносителем. Как было объявлено разработчиками [1,2], отличительной особенностью концепции является повышенная безопасность этого реактора с исключением тяжелых аварий на детерминистическом уровне. Это достигается тем, что эффекты реактивности, связанные с изменением рабочих условий, малы, благоприятны и ни в каких мыслимых случаях не приводят к критичности на мгновенных нейтронах (кроме, пожалуй, крупного террористического акта, который должен быть исключен соответствующими организационными мерами). Длительность кампании топлива и режим перегрузок в реакторе подобраны таким образом, чтобы соответствующие изменения реактивности в процессе выгорания также не превышали $\beta_{эф}$ – эффективной доли запаздывающих нейтронов. До сих пор по существу этой концепции не было высказано таких критических замечаний, которые бы привели разработчиков к необходимости пересмотреть свои взгляды на то, что в реакторе БРЕСТ детерминистически исключены тяжелые аварии.

Как это ни покажется странным на первый взгляд, но указанная разработка может заметно повлиять на пересмотр оценки перспективности электроядерной установки (ЭЛЯУ) со слабоподкритическим бланкетом, по конструкции сходным с активной зоной реактора БРЕСТ.

До сих пор считалось, что одним из основных достоинств использования ЭЛЯУ является повышение безопасности за счет перехода на подкритический режим работы. Подкритический режим работы открывает также возможность использования бланкетных зон (привлекательных с различных точек зрения), которые, однако, характеризуются неблагоприятными эффектами реактивности и не могут

эксплуатироваться в критическом режиме из соображений безопасности.

Обычно принято считать, что степень подкритичности должна соответствовать $K_{эф}$ бланкета на уровне 0,95. Однако теперь, после выполнения разработок по реактору БРЕСТ, смысл подкритического режима не только не обесценивается, а наоборот, открывает новые возможности. Действительно, проработка этой концепции реактора (критической системы) с детерминистическим исключением тяжелых аварий, по существу, означает, что это тем более будет справедливо для подкритического бланкета ЭЛЯУ с $K_{эф}$, достаточно близким к единице. Это, в свою очередь, позволило бы перейти на режим облучения топлива с существенно большим выгоранием по сравнению с реактором БРЕСТ и получить преимущества, связанные с сокращением объемов топливного цикла.

НЕКОТОРЫЕ ОСОБЕННОСТИ КОНЦЕПЦИИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА БРЕСТ

В соответствии с идеологией этой концепции в реакторе БРЕСТ эффекты реактивности по температуре топлива и теплоносителя отрицательны и невелики (менее $\beta_{эф}$). Изменение реактивности в процессе выгорания топлива не превышает $\beta_{эф}$, поскольку внутренний коэффициент воспроизводства близок к единице (слегка ее превышает). Чтобы этого достичь, было предложено использовать топливо повышенной плотности – мононитрид ($UN+PuN$) и ограничить глубину выгорания величиной 7-9% т.а. [3]. При уменьшенной теплонапряженности активной зоны ~150 МВт/м³ длина кампании составляет пять лет с частичной перегрузкой реактора один раз в год. Для улучшения защищенности от неконтролируемого распространения делящихся материалов в концепции предусмотрен пристанционный топливный цикл на основе электрохимии [4].

Таким образом, необходимость поддержания стабильных размножающих свойств в критической системе в процессе выгорания и благоприятных эффектов реактивности с целью обеспечения детерминистического уровня безопасности заставила разработчиков концепции быстрого реактора БРЕСТ отказаться от традиционно используемого оксидного топлива, перейти на частую радиохимическую переработку нитридного топлива с извлечением основной массы продуктов деления.

Как известно, роль накапливающихся продуктов деления в балансе цепной реакции деления на быстрых нейтронах относительно невелика. Поэтому в зонах с быстрым спектром нейтронов принципиально возможно достигать глубокого выгорания топлива. Однако требование обеспечить безопасность критической системы (реактора БРЕСТ) с исключением тяжелых аварий на детерминистическом уровне не позволило разработчикам использовать это преимущество, а также и ряд других, которые принципиально присущи такого рода системам на быстрых нейтронах.

О ПОТЕНЦИАЛЬНЫХ ПРЕИМУЩЕСТВАХ СЛАБОПОДКРИТИЧЕСКОГО БЛАНКЕТА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ, ОХЛАЖДАЕМОГО ТЯЖЕЛЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Перевод активной зоны этого реактора в слабоподкритический режим работы с подсветкой нейтронов из мишени, бомбардируемой пучком ускоренных заряженных частиц, может позволить сохранить свойства безопасности на детерминистическом уровне и в то же время приобрести ряд важных дополнительных преимуществ.

Во-первых, можно резко увеличить глубину выгорания топлива и существенно сократить требуемые объемы его радиохимической переработки. Тем самым снизится

потенциальная опасность, связанная с неконтролируемым распространением делящихся материалов.

Во-вторых, можно будет расширить нуклидный состав топлива за счет введения в достаточном количестве, например, младших актинидов, что позволит стабилизировать размножающие свойства зоны при глубоком выгорании [5].

В-третьих, введение младших актинидов в состав топлива (^{237}Np , ^{241}Am) резко повысит накопление ^{238}Pu , присутствие которого в плутонии рассматривается как весьма эффективный защитный барьер на пути неконтролируемого распространения [6].

В-четвертых, можно использовать оксидное топливо, широко освоенное в ядерной энергетике и хорошо совместимое с другими используемыми материалами. Для оксидного топлива разработана так называемая DUPIC-технология [7], т.е. технология термомеханической регенерации, что открывает возможность многократного увеличения глубины выгорания, исключив радиохимическую переработку.

В-пятых, использование тяжелого теплоносителя для охлаждения blankets, идентичного материалу мишени, позволяет исключить из конструкции стационарную стенку, герметически разделяющую мишень и blanket и работающую в весьма напряженном режиме.

ТЕРМОМЕХАНИЧЕСКАЯ DUPIC-ТЕХНОЛОГИЯ РЕГЕНЕРАЦИИ ОКСИДНОГО ТОПЛИВА

Изначально DUPIC-технология была разработана для дожигания отработанного топлива легководных реакторов PWR в реакторах CANDU с тяжеловодным замедлителем.

Как известно [7], облученное топливо реакторов PWR содержит 1,5-2,5% делящихся нуклидов (недовыжженный ^{235}U и накопившийся Pu) и поэтому оно может быть использовано в тяжеловодных реакторах CANDU без дополнительного обогащения. Необходимо только предусмотреть рефабрикацию оксидного топлива с последующим изготовлением ТВЭЛов и ТВС, по конструкции соответствующих реактору CANDU. Поэтому разработанная технология включает в себя только термомеханические операции. Из облученных сборок реактора PWR извлекаются ТВЭЛы и затем разрезаются на части, чтобы иметь доступ к оксидному топливу. Для отделения топлива от оболочек, его измельчения и освобождения от газовых и легколетучих продуктов деления производится окислительно-восстановительное термоциклирование.

Окисление производится в воздушной атмосфере при температуре $\sim 450^\circ\text{C}$. При этом UO_2 переходит в U_3O_8 с уменьшением плотности на $\sim 30\%$. Восстановление производится в $(\text{Ar}+4\%\text{H}_2)$ -атмосфере при температуре 700°C , и U_3O_8 вновь переходит в UO_2 . Благодаря этим термоциклам топливо разрыхляется и рассыпается в мелкий порошок. Оно освобождается от газовых продуктов деления (главным образом, от инертных газов ксенона и криптона), а также и от легколетучих продуктов (цезий, рутений). Для получения в последующем спеченного топлива повышенной плотности для реактора CANDU операция термоциклирования чередуется с измельчением порошка на специальных механических мельницах. Затем порошок топлива подвергается прессованию и спеканию в таблетки, которые используются для изготовления ТВЭЛов и ТВС реактора CANDU.

Таким образом, эта технология регенерации не содержит ни операций, ни оборудования для разделения урана, плутония и основной массы продуктов деления и поэтому считается, что она обладает свойством защищенности делящихся материалов

от неконтролируемого распространения. По существу, с использованием этой термомеханической технологии осуществляется освобождение топлива от газовых и легколетучих продуктов деления, обновление оболочки твэла и создание новой ТВС для следующего этапа облучения. Если в топливе содержится достаточное количество делящегося материала, то следующий этап облучения можно осуществить и в этом же реакторе, из которого топливо было выгружено. А в рассматриваемом нами случае это означает продолжить облучение дальше в бланкете ЭЛЯУ.

РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ

Изменение размножающих свойств бланкета при глубоком выгорании с промежуточной регенерацией топлива по DUPIC-технологии изучалось на модели цилиндрической ячейки с использованием вычислительной программы GETERA [8]. Влияние утечки нейтронов из бланкета в расчете учитывалось путем введения баклинга B^2 . Некоторые параметры расчетной ячейки были приняты в соответствии с [3] (где описаны конструктивные особенности реактора БРЕСТ):

- диаметр твэла d – 10,2 мм;
- толщина стального покрытия – 0,5 мм (сталь марки ЭП-823);
- топливо – $(^{238}\text{UO}_2 + ^{239}\text{PuO}_2 + ^{237}\text{NpO}_2)$;
- плотность топлива (“размазанная”) – 9,52 г/см³;
- теплоноситель – Pb;
- баклинг – $B^2 = 0,0005$ 1/см²;

Значение баклинга, выбранного для расчетов, соответствует аксиальной утечке нейтронов в торцевые экраны реактора БРЕСТ (высота активной зоны 110 см). Уменьшенная плотность топлива (что соответствует пористости 16%) была выбрана из расчета компенсации распухания под действием твердых продуктов деления [9]. Предполагалось, что в качестве делящегося материала свежее МОХ-топливо содержит ^{239}Pu . Для стабилизации размножающих свойств в процессе выгорания в топливо было добавлено 10% $^{237}\text{NpO}_2$.

Как показали ранее выполненные исследования [5], добавление ^{237}Np инициирует цепочку изотопных превращений $^{237}\text{Np}(n,\gamma) \dots ^{238}\text{Pu}(n,\gamma) ^{239}\text{Pu} \dots$, где первый нуклид играет роль выгорающего поглотителя, второй – делящийся нуклид с умеренными размножающими свойствами, а ^{239}Pu – нуклид с хорошими размножающими свойствами. Таким образом, последовательность изотопных превращений этой цепочки в процессе облучения улучшает размножающие свойства топлива, что позволяет компенсировать эффект снижения реактивности вследствие накопления продуктов деления, стабилизировать размножающие свойства и тем самым увеличить глубину выгорания. В расчетах предполагалось, что длительность цикла облучения топлива соответствует накоплению продуктов деления не более ~10% т.а. После этого топливо выгружается из бланкета и подвергается регенерации с помощью DUPIC-технологии. Затем вновь происходит фабрикация топлива, изготовление новых тепловыделяющих элементов и ТВС. При этом новый шаг решетки твэлов (t) выбирается таким образом, чтобы по возможности обеспечить выгорание 10% в следующем цикле облучения. Это позволяет весьма эффективно управлять начальным значением коэффициента размножения K_{multi} в пределах $0,95 \leq K_{multi} < 1$. (K_{multi} представляет из себя параметр K_{∞} , при расчете которого с помощью баклинга B^2 учитывается утечка нейтронов из бланкета [8]).

Рассматривались два режима облучения. Первый соответствует циклам с выгрузкой и регенерацией всего топлива бланкета одновременно и поэтому предусматривалось, что начальное K_{multi} выбирается в пределах $0,95 \leq K_{multi} < 1$ с учетом превышения единицы даже в случае уменьшения плотности теплоносителя. Второй – соот-

ветствовал режиму непрерывных перегрузок, когда в бланкете присутствуют ТВС с малым выгоранием, а также ТВС с большим выгоранием. В таком режиме за счет избыточных нейтронов, генерируемых в ТВС с малым выгоранием, можно обеспечить более длительное облучение ТВС с большим выгоранием. В этом случае K_{multi} решетки твэлов с большим выгоранием может быть заметно меньше, чем 0,95, подпитываясь нейтронами от ТВС с большей реактивностью. В то же время в режиме непрерывных перегрузок средний по бланкету коэффициент размножения может поддерживаться на уровне $K_{multi}=0,95$. Тогда предельное выгорание (S_{max}) для этого режима облучения определяется из интегрального баланса реактивности:

$$\int_0^{S_{max}} [K_{multi}(s) - 0,95] \cdot ds = \int_0^{S_{max}} [0,95 - K_{multi}(s)] \cdot ds$$

(для области изменения s , (для области изменения s ,
при которых $K_{multi}(s) \geq 0,95$) при которых $K_{multi}(s) \leq 0,95$)

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА

Расчет изменения размножающих свойств в процессе глубокого выгорания и многократной DUPIC-регенерации твэлов выполнялся для диоксидного топлива ($^{238}\text{UO}_2 + ^{239}\text{PuO}_2 + 0-10\% ^{237}\text{NpO}_2$), а также для топлива в виде моонитрида ($^{238}\text{UN} + ^{239}\text{PuN} + 0-10\% ^{237}\text{NpN}$). Рассматривалось топливо без введения Np и топливо с 10% добавкой Np, что, как известно [5], позволяет стабилизировать размножающие свойства в процессе облучения, а значит и увеличить глубину выгорания. После каждых ~10% т.а. выгорания (а может быть и чаще, если происходит быстрая деградация размножающих свойств решетки твэлов) предполагается применение DUPIC-технологии регенерации и выбор нового параметра t/d решетки твэлов, чтобы величина K_{multi} принимала значения в заданных пределах ($0,95 < K_{multi} < 1$).

Изменение коэффициента размножения K_{multi} бланкета на оксидном топливе (без ^{237}Np) в циклическом режиме с выгрузкой и регенерацией всего топлива бланкета одновременно показано на рис.1а. Можно видеть, что в начале облучения бланкета с достаточно широкой решеткой твэлов ($t/d=1,512$) реактивность падает и по достижении выгорания ~11% т.а. соответствует $K_{multi}=0,95$. Затем топливо подвергается регенерации с использованием DUPIC-технологии, изготавливаются твэлы и ТВС с более тесной решеткой ($t/d=1,396$) и при этом размножающие свойства улучшаются. В процессе рециклов с регенерацией топлива осуществляется уменьшение t/d решетки твэлов. При циклической перегрузке всего бланкета необходимо выполнение условия $K(s)_{multi} \geq 0,95$ и при переходе к самому малому шагу (из рассмотренных) решетки твэлов $t/d=1,165$ достигаемая глубина выгорания составляет ~27% т.а.

Для непрерывного режима перегрузки предполагается, что выгружаются и подвергаются регенерации только те ТВС, которые достигли выгорания очередных 10% т.а. При этом средняя по бланкету величина $K_{multi}=0,95$ может поддерживаться до максимального выгорания топлива ~30% т.а. (см.рис.1б). После этого в принятых предположениях необходимо проводить уже радиохимическую переработку топлива с извлечением накопившихся продуктов деления.

Добавление в топливо 10% ^{237}Np позволяет в режиме непрерывных перегрузок достичь максимальной глубины выгорания 40% т.а. (см.рис.2а), что является следствием стабилизации размножающих свойств при выгорании такого топлива [5]. Это выгорание в 5,5 раза больше, чем среднее выгорание заложенное в проекте реактора БРЕСТ.

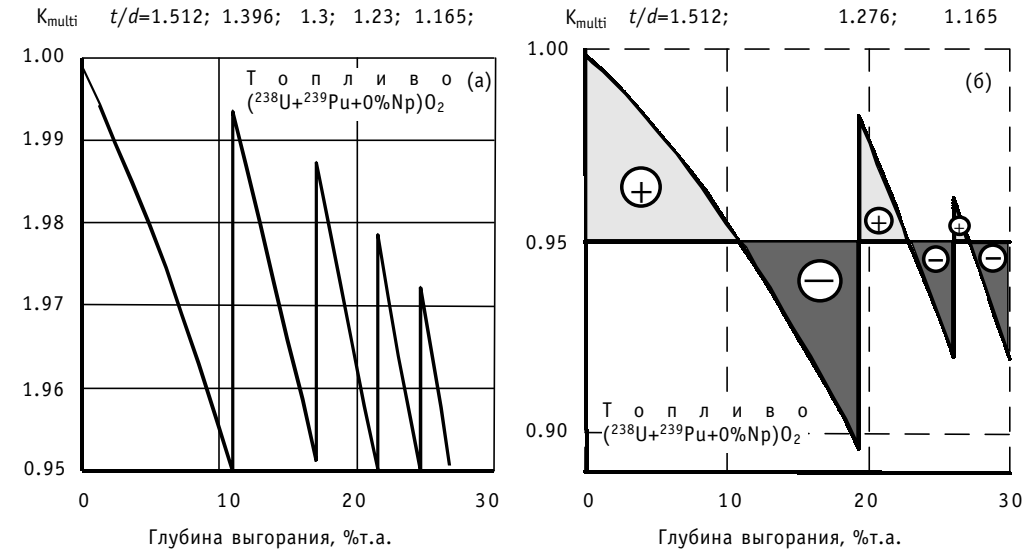


Рис.1. Изменение размножающих свойств решетки твэлов K_{multi} в процессе выгорания и при использовании DUPIC-технологии для оксидного топлива без нептуния: а) – циклический режим перегрузки; б) – непрерывный режим перегрузки

В процессе глубокого выгорания происходит существенное уменьшение содержания ^{237}Np – с 10% в начале до 0,5% при 40% т.а. выгорания (см. табл. 1). После радиохимической переработки необходимо будет его восполнить опять до 10% и поэтому цепочка $^{237}\text{Np} \rightarrow ^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{239}\text{Pu}$ вновь будет оказывать стабилизирующее влияние на размножающие свойства топлива.

Образование ^{238}Pu в этой цепочке приводит к тому, что заложенный в топливо делющийся плутоний будет обладать важным защитным барьером против неконтролируемого распространения, связанным с генерацией нейтронов спонтанного деления и теп-

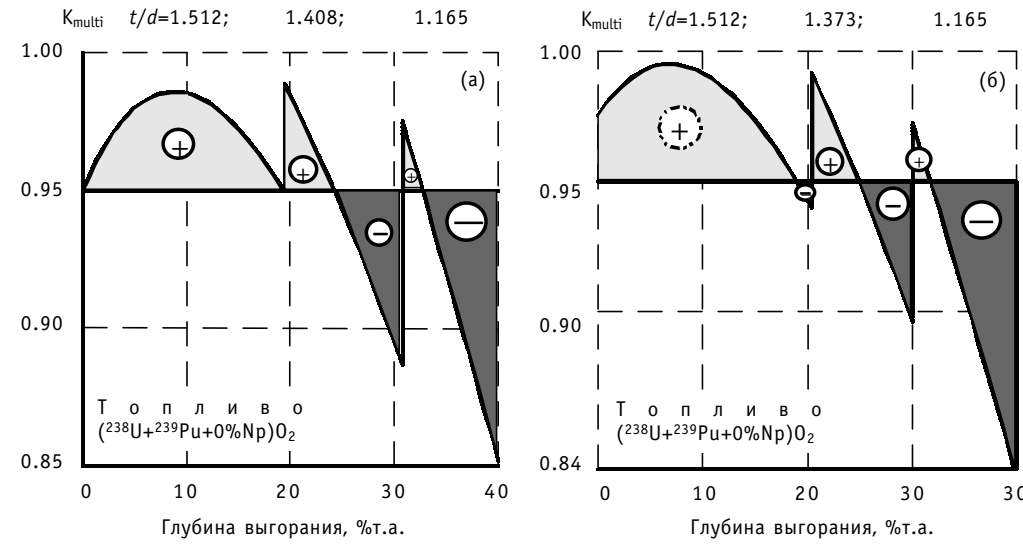


Рис.2. Изменение размножающих свойств решетки твэлов K_{multi} в процессе выгорания и при использовании DUPIC-технологии для топлива с 10%т.а. нептуния при непрерывном режиме перегрузки: а) – оксидное топливо; б) – нитридное топливо

Таблица 1

Содержание ^{237}Np в топливе и доля ^{238}Pu в плутонии (непрерывный режим перегрузок)

| Выгорание топлива, % т.а. | 0 | 10 | 20 | 30 | 40 |
|---|----|------|------|------|------|
| ^{237}Np , % | 10 | 5,1 | 2,52 | 1,15 | 0,47 |
| ^{238}Pu в Pu , % | -- | 17,9 | 17,2 | 13,8 | 8,2 |
| Тепловыделение в плутониевом заряде весом 10 кг, Вт | 25 | 1050 | 1010 | 815 | 500 |

ловыделением α -распада [10]. В табл. 1 приведено изменение содержания ^{238}Pu в Pu в процессе выгорания. Оценено также тепловыделение в плутониевом заряде весом 10 кг, который может быть изготовлен из плутония, накопившегося в топливе. Причем на начало облучения тепловыделение соответствует оружейному плутонию [11]. Из таблицы видно также, что в процессе облучения тепловыделение возрастает в 20-40 раз, что может существенно повлиять на возможность переключения такого плутония на неэнергетические цели [10].

Как уже отмечалось, при выборе начального значения K_{multi} для каждого следующего цикла облучения учитывалось, чтобы даже при уменьшении плотности теплоносителя величина K_{multi} в процессе облучения не превышала единицу. В силу присутствия в топливе нуклидов ^{237}Np , ^{238}Pu и продуктов деления плотностной эффект реактивности ТВС ($\Delta K/K$) по теплоносителю положителен и значителен по величине (его максимальное значение в первом цикле облучения составило +0,0136, а в последнем +0,0275). Если для реактора БРЕСТ такой эффект реактивности считается недопустимым, то в рассматриваемом подкритическом бланкете даже бесконечная решетка из ТВС с таким топливом не может достичь критичности. Можно ожидать, что при введении ^{237}Np в начальный состав топлива в количестве более 10% достигаемая глубина выгорания окажется даже больше, чем 40% т.а.

Как известно в "классическом" DUPIC-топливном цикле рассматривается добавление некоторого количества слабообогащенного урана перед фабрикацией топлива для реактора CANDU. Добавление различных материалов при регенерации топлива в процессе рециклирования в случае бланкета ЭЛЯУ можно рассматривать как дополнительный фактор, разумное использование которого могло бы привести к дальнейшему повышению глубины выгорания топлива.

Для того, чтобы в еще большей мере снизить потребность в радиохимической переработке топлива, представляется целесообразным перейти с оксидного топлива на более плотное (например, нитридное топливо). Улучшение размножающих свойств может позволить увеличить глубину выгорания в рамках использования термо-механической регенерации. Результаты расчета коэффициента размножения K_{multi} для режима непрерывных перегрузок с использованием моноснитридного топлива ($^{238}\text{UN} + ^{239}\text{PuN} + 10\%^{237}\text{NpN}$) с пористостью 30% приведены на рис.26, где можно видеть, что среднее значение K_{multi} для бланкета, равное 0,95, можно поддерживать до максимального выгорания ~41% т.а. Введение 30%-пористости нитридного топлива позволяет допустить накопление твердых продуктов деления, соответствующее выгоранию ~60% т.а. при условии осуществления циклов термомеханической переработки DUPIC-технологии регенерации топлива с выпуском газообразных и легколетучих продуктов деления.

Сходные результаты получаются, если сначала использовать оксидное (пористое 16%) топливо, а затем после выгорания ~20% т.а. в процессе осуществления DUPIC-технологии регенерации перейти на более плотное нитридное топливо с

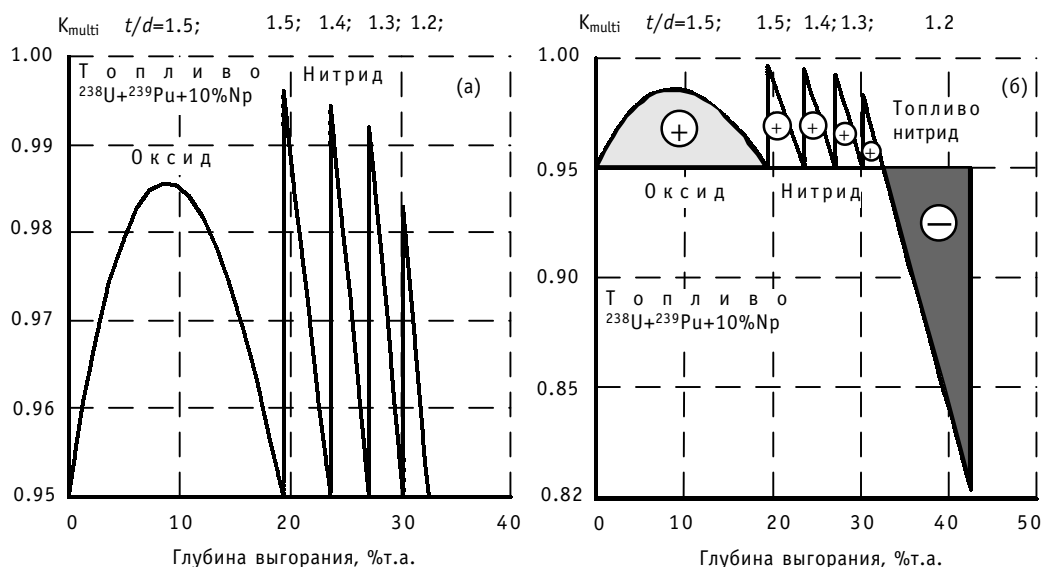


Рис.3. Изменение размножающих свойств решеток твэлов K_{multi} в процессе выгорания и использования DUPIC-технологии для оксидного и нитридного топлива с 10%т.а. непутия: а) – циклический режим перегрузки; б) – непрерывный режим перегрузки

пористостью 30% (см. рис. 3). Однако это потребует развития DUPIC-технологии для соответствующей регенерации нитридного топлива. Физико-химические основы для этого имеются, поскольку известно, что нитридное топливо получают из оксидного с помощью термомеханических операций [4].

Как можно видеть из рисунков, уменьшение шага решетки твэлов для поддержания размножающих свойств в области повышенных выгораний необходимо осуществлять с небольшим шагом 3-5% т.а. В этом случае можно ограничиться чередованием применения DUPIC-технологии и простейшей операции по изменению шага решетки твэлов.

ВЫВОД

Слабоподкритический бланкет ЭЛЯУ с быстрым спектром нейтронов, в котором используется оксидное топливо, содержащее младшие актиниды, можно рассматривать как средство для генерации энергии с возможностью достижения сверхглубокого выгорания при использовании только термомеханической регенерации топлива на основе DUPIC-технологии.

Литература

1. Белая книга ядерной энергетики/Под ред. Е.О. Адамова. – М.: НИКИЭТ, 1998.
2. Орлов В.В. Эволюция технической концепции быстрого реактора. Концепция БРЕСТ: Тр. международн. семинара "Быстрый реактор и топливный цикл естественной безопасности для крупномасштабной энергетики. Топливный баланс, экономика, безопасность, отходы, нераспространение" (Москва, май 2000, Россия).
3. Борисов О.М., Орлов В.В., Наумов В.В. и др. Требования к активной зоне: Тр. международн. семинара "Быстрый реактор и топливный цикл естественной безопасности для крупномасштабной энергетики. Топливный баланс, экономика, безопасность, отходы, нераспространение" (Москва, май 2000, Россия).
4. Рогозкин Б.Д., Стереннова Н.М. и др. "Мононитридное смешанное U-Pu топливо и его электрохимическая регенерация в расплавленных солях": Тр. международн. семинара "Быстрый реактор и топливный цикл естественной безопасности для крупномасштабной энергетики. Топлив-

ный баланс, экономика, безопасность, отходы, нераспространение" (Москва, май 2000, Россия).

5. Nikitin K., Saito M., Artisyuk V. et al. An Approach to Long-Life PWR Core with Advanced U-Np-Pu fuel//Annals of Nuclear Energy. – 1999. - V. 26. - P.1021-1029.

6. DeVolpi A. Denaturing Fissile Materials//Progress in Nuclear Energy. – 1982. - V. 10. - № 2. - P. 161 - 220.

7. Yang M.S., Kim B.G., Song K.W. et al. Characteristics of DUPIC fuel Fabrication Technology: Proc. of the Intern. Conf. on Future Nuclear Systems "GLOBAL'97" (October 5-10, 1997, Pacifico Yokohama, Japan). - V. 1. - P. 535-537.

8. Belousov N., Bichkov S., Marchuk Y. et al. The code GETERA for cell and poly-cell calculations and capabilities: Proc. of the 1992 Topical Meeting on Advances in Reactor Physics (March 8-11, 1992 Charleston Sheraton, Charleston, SC, USA). - P. (2-516)-(2-523).

9. Котельников Р.Б., Башлыков С.Н., Кашистанов А.И., Меньшикова Т.С. Высокотемпературное ядерное топливо. - М.: Атомиздат, 1978.

10. Heising-Goodman C.D. An Evaluation of the Plutonium Denaturing Concept as an Effective Safeguard Method//Nuclear Technology. - Oct. 1980. - V. 50. - P. 242-251.

11. Carson Mark J. Explosive Properties of Reactor-grade Plutonium//Science & Global Security. - V. 4. - P. 111-128.

Поступила в редакцию 18.10.2001

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.526

Physical Parameters of Self-Protection as Guarantees Maintenance of Limiting Power in Perspective Fast Sodium Reactor \A.V. Danilytchev, D.G. Elistratov, V.Ju.Stogov, T.M.Burenkova; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 16 pages, 3 tables, 9 illustrations. – References, 12 titles

The restrictions on limiting power caused by specific distribution of reactivity components of a feedback for the core with basic dimensions of a BN-1600 type reactor are analyzed. The influence of this components on large sodium reactor self-protection to accidents, determining its safety, is considered. The most dangerous accident is indicated. Spatial distribution of Doppler-effect allowing to come nearer to postulated power is investigated for this accident.

УДК 621.039.54

ADS fuel cycle complemented with DUPIC-technology for achieving high fuel burn-up \G.G. Kulikov, A.N. Shmelev; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 9 pages, 1 table, 3 illustrations. – References, 11 titles

Application of DUPIC-technology for ADS fuel cycle to achieve high fuel burn-up is studied. It is shown that in ADS facility blanket cooled with heavy liquid metal it can be achieved 30 - 40%HM fuel burn-up in slightly sub-critical regime of operation with deterministic safety.

УДК 539.1

Development of the method for calculation of the subcritical reactor target activation \P. Pereslavytsev, D. Sakhray; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 9 pages, 2 tables, 5 illustrations. – References, 15 titles

The activation analysis method of the materials irradiated by high energy particles is presented in the paper. Modern computer codes discussed enable to solve an activation problem of arbitrary complicity regardless of the nuclear facility. The analysis of the activity accumulated was performed on the basis of the present-day nuclear data extracted from international libraries and calculated with the help of the computer codes. Results of the codes validations are presented in the paper. As an example, the analysis of the activity, accumulated in the target of the subcritical reactor, is presented.

УДК 502.3

Decision-Making Support on Risk Based Land Management and Rehabilitation of Radioactive Contaminated Territories \B.I. Yatsalo; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 4 pages. – References, 6 titles

The general questions of decision-making support on Risk Based Land Management (RBLM), including key factors and components, range of existing decision support and analytical tools and techniques are considered. The characteristics and possibilities of the applied Decision Support System PRANA as a tool for decision support on RBLM and sustainable rehabilitation of radioactive contaminated territories are briefly described.