

# ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ЛЕГКОВОДНОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА СО СВЕРХДЛИННОЙ КАМПАНИЕЙ ТОРИЕВОГО ТОПЛИВА\*

Г.Г. Куликов\*, А.Н. Шмелев\*, Э.Ф. Крючков\*, Г.В. Тихомиров\*,  
М.Ю. Терновых\*, В.А. Апсэ\*, М.Саито\*\*, В.В. Артисюк\*\*

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

\*\* *Токийский институт технологии*



Анализируются физические характеристики легководного реактора с (Th-Pa-U)-топливом. Показано, что введение в состав топлива нуклида  $^{231}\text{Pa}$  открывает принципиальную возможность достижения сверхдлинных кампаний за счет стабилизации размножающих свойств топлива в процессе облучения.

## ВВЕДЕНИЕ

Известно, что весьма привлекательной является идея разработки такого энергетического реактора, который не требовал бы перегрузок топлива в течение всего срока службы (реактор типа “черный ящик”)<sup>1</sup>. Однако на этом пути имеется немало трудностей.

Вообще говоря, длительность кампании реактора можно увеличить, снижая энергонапряженность топлива (действительно, ведь самой длинной кампанией характеризуется неработающий реактор). Снижение энергонапряженности является также фактором, улучшающим безопасность эксплуатации реактора. Однако это может сопровождаться ростом капиталовложений. Тем не менее, многие современные проекты корпусных легководных реакторов характеризуются пониженной плотностью энерговыделения, оставаясь в то же время конкурентоспособными. Так, например, проект реактора повышенной безопасности ВПБЭР-600 характеризуется средней энергонапряженностью активной зоны  $69.4 \text{ МВт/м}^3$  [1], в то время как для реактора ВВЭР-1000 эта величина составляет  $\sim 110 \text{ МВт/м}^3$ .

Практически “беспроеигрышным” фактором, ведущим к удлинению кампании, является повышение энерговыработки топлива, т.е. его более глубокое выгорание. Как известно, выгорание топлива ограничивается либо исчерпанием запаса реактивности, либо нарушением целостности твэлов. В современных легководных реакторах выгорание топлива ограничивается, главным образом, запасом реактивности и составляет 4-6% т.а. В быстрых реакторах за счет хороших показате-

<sup>1</sup> Здесь не имеются в виду реакторы специального назначения или реакторы - автономные источники энергии для удаленных мелких потребителей.

лей воспроизводства топлива достигнутое выгорание составляет 10-15% т.а., а в опытных твэлах с оксидным топливом реактора БОР-60 оно достигло ~32% т.а. [2] без нарушения целостности оболочки. Следовательно, имеются веские предпосылки к тому, что использование в легководных реакторах твэлов, аналогичных применяемым в быстрых реакторах, позволило бы удлинить кампанию топлива в несколько раз. В этом случае главным задачей становится формирование нуклидного состава топлива, при котором размножающие свойства сохранялись бы на высоком уровне при глубоких и сверхглубоких выгораниях.

Ниже рассматривается топливо на основе смеси нуклидов  $^{232}\text{Th}$ - $^{231}\text{Pa}$ - $^{233}\text{U}$  и демонстрируется возможность стабилизации размножающих свойств легководных решеток с таким топливом при глубоких выгораниях. Для случаев, когда стабилизация размножающих свойств сохраняется при выгораниях, близких к экспериментально достигнутому в твэлах быстрых реакторов (20-30% т.а. [2]), обсуждается применимость технологии типа DUPIC (Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU) для регенерации твэлов и продолжения облучения топлива.

### РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ И ПРИНЯТЫЕ ПРИБЛИЖЕНИЯ

В расчетах использовался программный комплекс SCALE-4.3 [3], предназначенный для лицензионных расчетов легководных реакторов. С помощью управляющего модуля SAS2H этого комплекса рассчитывались одномерная бесконечная решетка твэлов и состав топлива в процессе облучения. Транспортный расчет ячейки выполнялся в  $S_8$ -приближении с числом внутренних итераций, обеспечивающих оценку  $K_\infty$  с точностью  $10^{-5}$ . Пересчет состава топлива осуществлялся через каждые 4 года, что позволило оценивать  $K_\infty$  с точностью  $10^{-4}$ . При выгорании учитывались 43 продукта деления, влияние которых на реактивность было наибольшим. Расчеты проводились в 44-групповом приближении. Для этого использовался файл ядерных данных ENDF/B-IV с программой подготовки констант AMPX [4], причем число вторичных нейтронов, образующихся при делении  $^{232}\text{U}$ , было скорректировано в соответствии с рекомендацией [5].

### НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ПРЕДПОСЫЛКИ ГЛУБОКОГО ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА

В данной работе рассматривается решетка легководного реактора типа ВВЭР-1000 с глубоким (~30% т.а.) и сверхглубоким (~80% т.а.) выгоранием топлива. Для достижения такого выгорания необходимо решить ряд задач, среди которых задача наработки специального топлива, анализ характеристик безопасности и работоспособности твэлов при глубоком выгорании. Эти вопросы будут предметом рассмотрения.

В свежем топливе действующих в настоящее время энергетических реакторов всегда содержатся делящийся нуклид и сырьевой. В дальнейшем при выгорании нуклиды с ярко выраженными размножающими (например,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ) и с преимущественно поглощающими ( $^{234}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ) свойствами чередуются. Это значит, что если хорошо делящийся нуклид не претерпит деление, то в результате радиационного захвата нейтрона он превратится в преимущественно поглощающий нуклид. Последнее приводит к ухудшению нейтронного баланса, снижению реактивности реактора и, как следствие, к уменьшению выгорания топлива. Для радикального изменения этой ситуации необходимо, чтобы делящийся нуклид в случае радиационного захвата нейтрона превращался снова в делящийся нуклид. Такой связкой двух достаточно хорошо делящихся нуклидов является, например,  $^{232}\text{U}$ - $^{233}\text{U}$ . Для использования этих нуклидов топливо должно содержать

в достаточных количествах либо сам  $^{232}\text{U}$ , либо его предшественник  $^{231}\text{Pa}$ . В этом случае образуется цепочка изотопных переходов  $^{231}\text{Pa}-^{232}\text{U}-^{233}\text{U}$ , в которой первый нуклид играет роль эффективного выгорающего поглотителя, второй нуклид характеризуется умеренными размножающими свойствами, а третий – хорошими размножающими свойствами. Поэтому последовательное превращение нуклидов улучшает размножающие свойства топлива.

### ПРЕИМУЩЕСТВА ГЛУБОКОГО ВЫГОРАНИЯ

На рис. 1 показано изменение реактивности решетки легководного реактора типа ВВЭР по мере его работы на различном топливе (стандартное оксидное урановое и нитридное ториевое топливо). Видно, что при использовании стандартного оксидного уранового топлива с 4.4%  $^{235}\text{U}$  коэффициент размножения монотонно уменьшается с  $K_{\infty}=1.38$  до  $\sim 1$  при достижении топливом выгорания 4.2% т.а. (кривая 1). Практически такой же результат получается на нитридном  $^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}$  топливе с 5.3%  $^{233}\text{U}$  (кривая 2). Ситуация радикально меняется как только в нитридное топливо вводится  $^{231}\text{Pa}$ , который является исходным нуклидом для связанной пары делящихся нуклидов  $^{232}\text{U}-^{233}\text{U}$ . Рассмотрено 5 нуклидных составов топлива с различным содержанием  $^{231}\text{Pa}$ . Эти варианты можно разделить на 2 группы: в первую входят варианты, соответствующие кривым 3-6, а во вторую – вариант, соответствующий кривой 7.

В первой группе вариантов доля  $^{232}\text{Th}$  в топливе постоянна и составляет 69%. Оставшиеся 31% топлива занимают  $^{231}\text{Pa}$  и  $^{233}\text{U}$ . Из рис. 1 видно, что возможно достижение большой глубины выгорания топлива 30% т.а. и без  $^{231}\text{Pa}$  (кривая 3), но это обеспечивается за счет чрезвычайно высокого начального обогащения топлива делящимся нуклидом (31%  $^{233}\text{U}$ ). Очевидно, что такой вариант мало приемлем с точки зрения безопасности реактора из-за большого запаса реактивности свежего топлива ( $K_{\infty}=1.91$ ). Замена в топливе 5%  $^{233}\text{U}$  на  $^{231}\text{Pa}$  (кривая 4) приводит к снижению начального запаса реактивности топлива ( $K_{\infty}=1.61$ ) при той же глубине выгорания. Замена 10%  $^{233}\text{U}$  на  $^{231}\text{Pa}$  (кривая 5) снижает начальный коэффициент размножения до  $K_{\infty}=1.37$ , что практически совпадает с таковым для стандартного уранового оксидного топлива. Если же в нитридном топливе доли  $^{233}\text{U}$  и  $^{231}\text{Pa}$  будут примерно равны (кривая 6), то начальный коэффициент размножения составит умеренную величину  $K_{\infty}=1.1$ , необходимую для компенсации утечки нейтронов и управления реактором во время работы. Отметим, что в процессе выгорания размножающие свойства такого

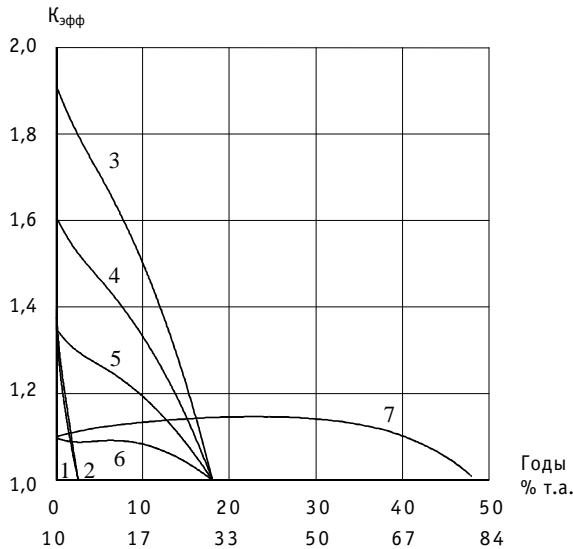


Рис.1. Зависимости размножающих свойств от времени облучения (глубины выгорания) различных видов топлива:

- 1 – (4,4%  $^{235}\text{U}$ +95,6%  $^{238}\text{U}$ )  $\text{O}_2$ ,
- 2 – (5,33%  $^{233}\text{U}$ +94,67%  $^{232}\text{Th}$ )  $\text{N}$ ,
- 3 – (0%  $^{231}\text{Pa}$ +31%  $^{233}\text{U}$ +69%  $^{232}\text{Th}$ )  $\text{N}$ ,
- 4 – ( 5%  $^{231}\text{Pa}$ +26%  $^{233}\text{U}$ +69%  $^{232}\text{Th}$ )  $\text{N}$ ,
- 5 – (10%  $^{231}\text{Pa}$ +21%  $^{233}\text{U}$ +69%  $^{232}\text{Th}$ )  $\text{N}$ ,
- 6 – (15%  $^{231}\text{Pa}$ +16%  $^{233}\text{U}$ +69%  $^{232}\text{Th}$ )  $\text{N}$ ,
- 7 – (61%  $^{231}\text{Pa}$ +39%  $^{233}\text{U}$ + 0%  $^{232}\text{Th}$ )  $\text{N}$

топлива почти не меняются до глубины выгорания  $\sim 17\%$  т.а., а затем плавно уменьшаются до  $K_{\infty}=1.0$ , пока топливо выгорает до  $30\%$  т.а. Такой состав топлива выгодно отличается от предыдущих составов плавным изменением реактивности с выгоранием. Эти варианты демонстрируют стабилизацию размножающих свойств в процессе выгорания благодаря возрастанию роли цепочки изотопных переходов  $^{231}\text{Pa}-^{232}\text{U}-^{233}\text{U}$ .

На рис. 1 приведен еще один вариант (кривая 7), который, видимо, соответствует предельно достижимой глубине выгорания в принятых предположениях о типе реактора и виде топлива. Это вариант, в котором доля  $^{231}\text{Pa}$  в топливе максимальна при условии, что начальный коэффициент размножения составляет  $K_{\infty}=1.1$ . Поскольку  $^{231}\text{Pa}$  играет роль выгорающего поглотителя и предшественника связки двух делящихся нуклидов  $^{232}\text{U}-^{233}\text{U}$ , то удастся достичь наибольшего из рассмотренных выгораний ( $\sim 80\%$  т.а.), прежде чем коэффициент размножения уменьшится до  $K_{\infty}=1.0$ . Отметим, что при этом коэффициент размножения меняется чрезвычайно плавно, достигая максимума ( $K_{\infty}=1.15$ ) при глубине выгорания  $35\%$  т.а. и возвращаясь к  $K_{\infty}=1.1$  при  $67\%$  т.а.

Отметим преимущества, которые можно получить от использования топлива со стабилизированными размножающими свойствами до глубоких выгораний. Прежде всего это радикальное сокращение технологических операций, связанных с изготовлением топлива, его транспортировкой, а также с перегрузками топлива. Так, например, при переходе от традиционного топлива легководных реакторов с выгоранием  $4-6\%$  т.а. к топливу с выгоранием  $30\%$  т.а. количество вышеперечисленных операций сократится примерно в  $5-7$  раз. Кроме экономических выгод сокращение числа перегрузок означает существенное сокращение операций, при которых возможно переключение делящихся нуклидов на военные цели. Это повышает защищенность топливного цикла от распространения ядерного оружия. Если же снизить энергонапряженность активной зоны в  $2-3$  раза, то реактор на топливе со стабилизированными размножающими свойствами мог бы проработать весь срок службы ( $30-50$  лет) без перегрузок, если не нарушится целостность твэлов. Реакторы такого типа можно поставлять в страны третьего мира как "черные ящики" с минимальной опасностью распространения ядерного оружия, поскольку операции с топливом могут быть сосредоточены только на заводах-изготовителях. К тому же такие реакторы проще в изготовлении и использовании, поскольку они не будут иметь оборудование для перегрузок топлива и его хранения на АЭС.

Отметим еще один фактор защиты топлива – накопление в нем  $^{232}\text{U}$ , который в существенной степени препятствует переключению топлива на военные цели. Это объясняется повышенным и долговременным тепловыделением  $^{232}\text{U}$  вследствие его  $\alpha$ -распада ( $830$  Вт/кг,  $T_{1/2}=68.9$  лет), а также жестким  $\gamma$ -излучением дочерних продуктов его распада. Из табл. 1 видно, что в облученном топливе с начальным составом  $15\%^{231}\text{Pa}+16\%^{233}\text{U}+69\%^{232}\text{Th}$ , характеризующимся наиболее благоприятным изменением реактивности (кривая б), к концу кампании накапливается  $17.4\%$   $^{232}\text{U}$  в уране. Это означает, что удельное тепловыделение урана, в котором находится привлекательный для переключения делящийся нуклид  $^{233}\text{U}$ , составит  $145$  Вт/кг, т.е. примерно в  $14$  раз больше, чем у реакторного плутония ( $10.5$  Вт/кг) и в  $63$  раза больше, чем у оружейного плутония ( $2.3$  Вт/кг) [7]. Такое высокое тепловыделение урана существенно осложнит его использование в военных целях. Конечно, в начале облучения топлива указанная характеристика ниже, а в свежем топливе тепловыделение незначительно. Для повышения его защищенности можно предусмотреть введение в свежее топливо некоторого количества  $^{232}\text{U}$ , которое обеспе-

Таблица 1

Нейтронно-физические характеристики, определяющие  
безопасность решетки легководного реактора типа ВВЭР

Вид топлива		Мононитрид ( <sup>231</sup> Pa+ <sup>233</sup> U+ <sup>232</sup> Th)N			Диоксид урана
Состав свежего топлива, %	<sup>232</sup> Th	94.67	69	0	4.4% <sup>235</sup> U
	<sup>231</sup> Pa	0	15	60.56	95.6% <sup>238</sup> U
	<sup>233</sup> U	5.33	16	39.44	
Выгорание, % т.а		4.2	30.06	80.16	4.2
Состав облученного топлива, % т.а.	<sup>232</sup> Th	92.19	60.58	0.08	1.39% <sup>235</sup> U
	<sup>231</sup> Pa	0.0086	1.04	4.70	0.52% <sup>236</sup> U
	<sup>232</sup> U	0.0048	1.45	3.18	92.78% <sup>238</sup> U
	<sup>233</sup> U	3.06	4.47	7.24	0.68% <sup>239</sup> Pu
	<sup>234</sup> U	0.45	1.74	3.42	0.22% <sup>240</sup> Pu
	<sup>235</sup> U	0.080	0.53	0.97	0.16% <sup>241</sup> Pu
	<sup>236</sup> U	0.0066	0.13	0.25	0.05% <sup>242</sup> Pu
Начало топливной кампании (0)					
$\frac{dK_{\infty}(0)}{dt_{mon}} \cdot 10^{-5}$ , 1/град		-3.1	-2.7	-1.4	-2.9
$\frac{dK_{\infty}(0)}{dt_{T/H}} \cdot 10^{-4}$ , 1/град		-2.8	-2.7	+2.0	-7.5
$\Delta K_{\infty}^{раб-300^{\circ}C}(0)$		-0.0292	-0.0255	-0.0112	-0.0283
$\Delta K_{\infty}^{300^{\circ}C-50^{\circ}C}(0)$		-0.0183	-0.0412	-0.0034	-0.0624
Конец топливной кампании (Т)					
$\frac{dK_{\infty}(T)}{dt_{mon}} \cdot 10^{-5}$ , 1/град		-2.4	-2.3	-1.3	-2.7
$\frac{dK_{\infty}(T)}{dt_{T/H}} \cdot 10^{-4}$ , 1/град		-1.9	-2.4	+0.86	-7.3
$\Delta K_{\infty}^{раб-300^{\circ}C}(T)$		-0.0224	-0.0230	-0.0111	-0.0260
$\Delta K_{\infty}^{300^{\circ}C-50^{\circ}C}(T)$		-0.0121	-0.0249	-0.0008	-0.0565

чит необходимый уровень защиты. При рецикле топлива это будет осуществляться естественным образом.

При замыкании топливного цикла использование топлива с глубоким выгоранием приведет также к существенному уменьшению объема химической переработки. Так, например, при глубине выгорания топлива легководных реакторов 5% т.а. на химическую переработку отправляется 95% несгоревшего топлива, т.е. требуется 20-кратный цикл для сжигания загрузки. Если же глубина выгорания топлива составит 33% т.а., то потребуется всего 3-кратный цикл, т.е. потребность в химической переработке сокращается приблизительно в 6 раз.

Отметим еще один положительный момент глубокого выгорания топлива. В

Таблица 2

**Отношение накопления продуктов деления (на единицу выработанной энергии) при выгорании 30% т.а. и 4.2% т.а., топливо (15%<sup>231</sup>Pa+16%<sup>233</sup>U+69%<sup>232</sup>Th)N**

Нуклид	<sup>90</sup> Sr	<sup>135</sup> Cs	<sup>137</sup> Cs	<sup>129</sup> I	<sup>99</sup> Tc	<sup>107</sup> Pd	<sup>126</sup> Sn	<sup>79</sup> Se	<sup>93</sup> Zr
m <sub>30%</sub> /m <sub>4.2%</sub>	0.73	0.72	0.74	0.79	0.67	0.80	0.87	0.87	0.83

процессе облучения в топливе происходит не только накопление продуктов деления, но и их частичная трансмутация благодаря радиационному поглощению нейтронов и радиоактивному распаду. Разумеется, чем больше выгорание, тем больше в топливе продуктов деления. Однако целесообразно сравнивать количество продуктов деления, накапливаемое в расчете на единицу выработанной энергии. Оценки, приведенные в табл. 2, показывают, что удельное накопление наиболее опасных долгоживущих продуктов деления в топливе с выгоранием 30% т.а. (m<sub>30%</sub>) на 10-30% ниже, чем это накопление в том же топливе с выгоранием 4.2% т.а. (m<sub>4.2%</sub>)

Рассмотрено изменение размножающих свойств легководной решетки реактора типа ВВЭР на нитридном топливе с глубоким выгоранием (30% т.а.) при изменении температуры топлива и теплоносителя (см. табл. 1). При сравнении доплеровского коэффициента реактивности  $dK_{\infty}/dt_{\text{топ}}$  и доплеровского эффекта реактивности  $\Delta K_{\infty \text{ раб-300}^{\circ}\text{C}}$  видно, что у нитридного топлива в начале кампании эти параметры отрицательны и только на 7% ниже по абсолютной величине, чем аналогичные характеристики оксидного уранового топлива (в конце кампании эта разница увеличивается до 15%). Плотностный температурный коэффициент реактивности теплоносителя  $dK_{\infty}/dt_{\text{т/н}}$  в ячейке с глубоким выгоранием отрицателен и в 3 раза меньше по абсолютной величине, чем в ячейке с традиционным оксидным топливом. В процессе глубокого выгорания температурный коэффициент реактивности остается отрицательным и достаточно стабильным по величине.

Из данных, приведенных в табл. 1, также видно, что при выводе реактора на мощность после перегрузки, когда температуры теплоносителя и топлива повышаются сначала от холодного состояния (50°C) до горячего (300°C) и далее до номинального уровня мощности, соответствующие эффекты реактивности отрицательны. Для нитридного топлива с глубоким выгоранием этот эффект реактивности на 10% меньше по абсолютной величине, чем для традиционного оксидного топлива (как в начале, так и в конце кампании). Это значит, что нитридное топливо с глубоким выгоранием требует меньшего запаса реактивности в органах управления, используемых для остановки и пуска реактора. Это должно учитываться при анализе переходных процессов в реакторе. Нужно заметить также, что для топлива с максимальным содержанием <sup>231</sup>Pa (без <sup>232</sup>Th) температурный эффект реактивности теплоносителя положителен. Сравнивая варианты с различным содержанием <sup>231</sup>Pa, можно заключить, что существует такой состав топлива, для которого этот эффект невелик и отрицателен.

В целом можно сказать, что характеристики безопасности, оцененные для топливной ячейки с глубоким выгоранием, практически не уступают соответствующим характеристикам ячейки на традиционном оксидном топливе, а по некоторым показателям даже превосходят последние.

## **ТЕХНИЧЕСКАЯ ОСУЩЕСТВИМОСТЬ ГЛУБОКОГО ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА**

Возникает вопрос: насколько технически осуществимо глубокое выгорание топлива? Как отмечалось ранее, известны твэлы, в которых глубина выгорания

вибро-уплотненного оксидного топлива достигает 32% т.а. [2]. В расчетной модели было предположено, что используется пористое нитридное топливо с пониженной плотностью 9.8 г/см<sup>3</sup>, т.е. на 31% ниже, чем плотность нитрида урана, и на 18% ниже, чем плотность нитрида тория. Данные по плотности нитрида протактиния и по распуханию смешанного нитридного топлива (Pa,U,Th)N в литературе отсутствуют. Однако известно, что моноснитрид урана характеризуется величиной распухания в несколько раз меньшей, чем оксидное топливо, что обусловлено его лучшей структурной прочностью [8]. Кроме того, в качестве конструкционного материала предусматривается использование не циркония (что типично для твэлов тепловых реакторов), а нержавеющей стали, которая применялась и применяется в качестве оболочки твэлов быстрых реакторов [2]. Такая замена конструкционного материала оказалась возможной благодаря лучшему балансу нейтронов нового топлива.

В рассматриваемом топливе в существенном количестве присутствует <sup>231</sup>Pa. При работе реактора часть его превращается в <sup>232</sup>U, который является стартовым нуклидом для цепочки радиоактивных распадов, заканчивающейся стабильным <sup>208</sup>Pb. Эта цепочка включает в себя шесть α-распадов, в результате которых в топливе накапливается гелий. Если гелий составит значительную добавку к газообразным продуктам деления, то это усложнит проблему сохранения целостности оболочки твэла. В оценках предполагалось, что большую часть газообразных продуктов деления составляют изотопы инертных газов (ксенон, криптон), а также гелий и тритий, образующийся при тройном делении. Расчеты по программе ORIGEN [3] дали следующее содержание гелия, образовавшегося в результате α-распадов, в отношении к суммарному количеству газообразных продуктов деления. Для варианта, когда свежее топливо содержит 15% <sup>231</sup>Pa, гелиевая добавка составляет 25% при выгорании 30% т.а., а при начальном содержании <sup>231</sup>Pa в 61% она составляет 100% при выгорании 80% т.а. Видно, что в первом случае для сохранения целостности оболочки твэла, вероятно, достаточно будет соответствующим образом увеличить пористость топлива. Во втором случае, при сверхглубоком выгорании топлива эта проблема может оказаться существенно сложнее. Поэтому для достижения сверхглубокого выгорания можно периодически применять технологию типа DUPIC [9] с тем, чтобы удалять из топлива газообразные вещества и продолжать работу реактора.

При работе реактора конструкционный материал подвергается воздействию нейтронного поля, которое способно нарушать структуру его кристаллической решетки. Это приводит к ухудшению прочностных свойств конструкционного материала и, как следствие, к его разрушению. Величина повреждающей дозы, или число смещений каждого атома конструкционного материала за время облучения  $CNA(T)$ , оценивалось по формуле

$$CNA(T) \approx [\sigma_{CM}^{cp}(0) \cdot \Phi(0) + \sigma_{CM}^{cp}(T) \cdot \Phi(T)] \cdot (T/2),$$

где  $\sigma_{CM}^{cp}$  – микросечение накопления повреждающей дозы, усредненное по энергетическому спектру нейтронов;  $\Phi$  – интегральная по энергии плотность потока нейтронов,  $T$  – период кампании топлива. Как видно из табл. 3, для вариантов с глубоким выгоранием усредненное по спектру нейтронов сечение накопления повреждающей дозы и величина плотности нейтронного потока изменяются таким образом, что скорость набора  $CNA$  в процессе облучения (в расчете на 1% т.а. выгорания) остается достаточно стабильной. Это является основанием применимости приближенной формулы для оценки величины  $CNA(T)$ .

В настоящее время существует точка зрения, что максимальное число смеще-

Таблица 3

**Нейтронно-физические характеристики, определяющие накопление повреждающей дозы в нержавеющей стали**

Вид топлива		Мононитрид ( $^{231}\text{Pa}$ , $^{233}\text{U}$ , $^{232}\text{Th}$ )N			Диоксид урана
Состав свежего топлива, %	$^{232}\text{Th}$	94.67	69	0	4.4% $^{235}\text{U}$
	$^{231}\text{Pa}$	0	15	60.56	95.6% $^{238}\text{U}$
	$^{233}\text{U}$	5.33	16	39.44	
Выгорание, % т.а.		4.2	30.06	80.16	4.2
Микросечение $\sigma_{\text{см}}^{\text{CP}}$ , барн	t=0	261	318	374	241
	t=T	252	283	319	252
Плотность потока нейтронов, $10^{14}$ н/см <sup>2</sup> ·с	t=0	3.05	3.32	2.59	3.20
	t=T	4.39	4.18	4.01	4.81
СНА(T)		7.56	63.5	170	7.87
СНА в расчете на 1% выгорания	t=0	1.54	2.05	1.87	1.53
	t=T	2.14	2.30	2.48	2.42
Сечение деления, барн	$^{233}\text{U}$	t=0	31.3	9.1	4.1
		t=T	38.2	22.2	13.0
	$^{232}\text{U}$	t=T	-	9.6	7.1
Флюенс нейтронов, $10^{23}$ н/см <sup>2</sup> , $E_n > 0.1$ МэВ		0.15	1.27	3.29	0.16

ний атомов для некоторых марок сталей, используемых в качестве конструкционного материала, до потери ими прочностных свойств может составить ~180 [10]. Если исходить из этого предположения, то топливо с глубиной выгорания до 70% т.а. может быть использовано без обновления оболочек ТВЭЛОВ. Согласно [11] стальные ТВЭЛЫ способны выдерживать флюенс нейтронов с энергией больше 0.1 МэВ до величины  $4 \cdot 10^{23}$  н/см<sup>2</sup>. Оценки показали, что флюенс высокоэнергетичных нейтронов даже при максимальной глубине выгорания топлива (80% т.а.) составляет меньшую величину (см. табл. 3). В случае же сверхглубокого выгорания можно воспользоваться технологией типа DUPIC для обновления оболочки ТВЭЛА и продолжения облучения.

**О РЕГЕНЕРАЦИИ ТВЭЛОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ТЕХНОЛОГИИ ТИПА DUPIC**

Если высокие размножающие свойства топлива сохраняются до выгораний, превышающих пределы работоспособности ТВЭЛОВ, то отпадает необходимость регенерировать топливо, достаточно обновить оболочку ТВЭЛА. Иначе говоря, нужно то же топливо поместить в новую оболочку и затем продолжить облучение. Такого рода "бесхимическая" DUPIC-технология уже разработана и испытывается [9] применительно к облученному оксидному топливу легководных реакторов типа PWR для последующего дожигания в тяжеловодных реакторах типа CANDU.

Технология DUPIC включает в себя только термомеханические операции, в процессе которых происходит снятие оболочек ТВЭЛОВ и превращение топливных таблеток в тонкодисперсный порошок диоксида урана. Циклическое применение окислительных и восстановительных реакций приводит к разрыхлению топлива и удалению из него газообразных продуктов деления. Полученный топливный порошок затем используется для рефабрикации топлива, изготовления ТВЭЛОВ и тепловыделяющих сборок с целью продолжения их облучения в реакторе.

Такого рода технология будучи применена (может быть неоднократно) в рассматриваемом случае позволила бы продолжить облучение топлива в том же ре-



акторе и обеспечить достижение сверхглубокого выгорания. Все операции DUPIC-технологии могут выполняться на компактных установках, расположенных непосредственно на площадках АЭС. Тем самым исключаются дальние перевозки топлива, а также сокращается потребность в радиохимической переработке. Этот фактор, а также то обстоятельство, что в рамках DUPIC-технологии используется только термомеханическое оборудование, с помощью которого не возможно полностью отделить продукты деления от актинидов и актиниды друг от друга, повышают защищенность такого топливного цикла.

Однако следует заметить, что к настоящему времени эта технология разработана только для оксидного топлива и пока еще нет сведений о ее применимости для других видов керамического топлива (карбиды, нитриды). Это обуславливает необходимость нейтронно-физического анализа легководных решеток для смешанного оксидного топлива  $^{231}\text{PaO}_2 + ^{233}\text{UO}_2 + ^{232}\text{ThO}_2$ , что и предполагается выполнить в дальнейшем.

УВЕЛИЧЕНИЕ ДЛИНЫ КАМПАНИИ ТОПЛИВА ДО 50-100 ЛЕТ

Проведенные исследования позволяют оценить некоторые параметры легководных реакторов, которые можно условно отнести к типу “BLACK BOX” (черный ящик). Будем так называть реакторы с кампанией топлива, равной сроку службы реактора ~ 50 лет (см. табл. 4). В этой таблице для сравнения приведены также соответствующие характеристики стандартного реактора типа ВВЭР с 4.4%  $^{235}\text{UO}_2$ -топливом.

Видно, что период кампании топлива в 50 лет может достигаться при выгорании 30% т.а. и выше, правда, за счет определенного снижения энергонапряженности активной зоны (для выгорания 30% т.а. требуется снижение энергонапряженности в 2.75 раза, а для выгорания 70% т.а. лишь на 16%). В качестве предельного варианта приведены данные для 100-летней кампании топлива, которая соответствует глубине выгорания 70% т.а. При этом энергонапряженность должна быть снижена в 2.4 раза. Необходимо отметить, что снижение энергонапряженности в настоящее время достаточно широко используется в разработке реакторов с повышенной безопасностью [1, 11]. Расчеты, выполненные на пониженном уровне энергонапряженности, показали, что изменение реактивности топлива лишь “растягивается” по времени по сравнению с расчетом на стандартном уровне энергонапряженности. Как уже указывалось, величина повреждающей дозы стального покрытия твэлов (150 СНА) (хотя и велика) считается вполне достижимой в будущем.

Таблица 4

Некоторые характеристики реактора типа ВВЭР и реактора типа “Черный ящик”

Характеристика	ВВЭР, $\text{UO}_2$	“Черный ящик”, нитридное топливо		
Состав свежего топлива	4.4% $^{235}\text{U}$	69% $^{232}\text{Th}$ , 15% $^{231}\text{Pa}$ , 16% $^{233}\text{U}$	61% $^{231}\text{Pa}$ , 39% $^{233}\text{U}$	
Плотность топлива, г/см <sup>3</sup>	10.3	9.8	9.8	9.8
Выгорание, % т.а.	4.2	30	70	70
Энергонапряженность, МВт/м <sup>3</sup>	113	41	95	47.5
Период кампании, годы	2.5*	50	50	100
СНА (нержавеющая сталь)	7.9	63.5	150	150

\*- без учета времени перегрузки топлива

Ранее уже отмечалось, что длительные кампании топлива, содержащего  $^{231}\text{Pa}$ , приводят к значительному увеличению количества газообразных продуктов в топливе из-за образования гелия в  $\alpha$ -распадах  $^{232}\text{U}$  и его дочерних нуклидов. Оценки показали, что для 50-летней кампании количество газообразных продуктов увеличится в 1.87 и 2.05 раза для вариантов с 15 и 61%  $^{231}\text{Pa}$  в свежем топливе соответственно, а в случае 100-летней кампании – в 3.5 раза. Видимо эту проблему можно было бы решить с помощью DUPIC-технологии, периодически удаляя газообразные продукты из топлива и продолжая облучение. Не исключается и выпуск газообразных продуктов из твэлов в теплоноситель первого контура.

## ВЫВОДЫ

В работе рассмотрены физические характеристики легководного реактора со сверхдлинной кампанией ториевого топлива, содержащего  $^{232}\text{Th}$ - $^{231}\text{Pa}$ - $^{233}\text{U}$ . Показано, что в таком реакторе принципиально возможно достижение глубокого (30% т.а.) и сверхглубокого (80% т.а.) выгорания топлива как с точки зрения поддержания реактивности топлива, так и с точки зрения обеспечения целостности оболочки твэлов. Достижение сверхглубокого выгорания предполагает применение DUPIC-технологии. Оценка эффектов, связанных с изменением размножающих свойств решетки реактора и определяющих безопасность эксплуатации такого реактора, показала, что они носят благоприятный характер в процессе глубокого выгорания топлива. Некоторое снижение энергонапряженности активной зоны может обеспечить 50-летнюю кампанию топлива при выгорании 30% т.а. и 100-летнюю кампанию при выгорании 70% т.а.

Следует также отметить, что целесообразно было бы провести ревизию констант  $^{232}\text{U}$  и малоизученного нуклида  $^{231}\text{Pa}$ , поскольку в американской библиотеке ENDF/B-IV они существенно отличаются от соответствующих данных японской библиотеки JENDL-3.2.

Авторы хорошо понимают, что показана только принципиальная возможность достижения сверхдлинной кампании легководного реактора при использовании топлива на основе  $^{231}\text{Pa}$ - $^{231}\text{U}$ -Th, что является далеко недостаточным для оценки перспективности такого топлива. Для этого необходимо исследовать вопросы обоснования работоспособности твэлов при экстремальных выгораниях топлива и общую экономическую эффективность таких реакторов. Вместе с тем, авторы надеются, что представленные результаты нейтронно-физических исследований будут полезны в понимании топливных циклов.

## Литература

1. Белая книга ядерной энергетики/Под ред. Е.О. Адамова. - М. ГУП НИКИЭТ, 1998.
2. Ivanov V.B., Mayorshin A.A., Skiba O.V. et al. The Utilization of Plutonium in Nuclear Reactors on the Basis of Technologies Developed in SSC RIAR: Proc. of the Intern. Conf. on Future Nuclear Systems "GLOBAL-97", October 5-10, 1997, Yokohama, Japan. - V. 2. - P. 1093-1098.
3. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses of Licensing Evaluation. - NUREG/CR-0200, ORNL/NUREG/CSD-2/RS, Oak Ridge, January 1997.
4. Greene J., Lucius J.L., Petrie L.M. et al. AMPX: A Modular Code System for Generating Coupled Multi-Group Neutron-Gamma Libraries from ENDF/B. - ORNL/TM-3706, March 1976.
5. Шмелев А.Н., Куликов Г.Г. О нейтронно-физических особенностях модифицированных (денатурированных) топливных циклов// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1997. - № 6. - С. 42-48.
6. Shmelev A., Saito M., Artisyuk V. Multi-Component Self-Consistent Nuclear Energy System: On Proliferation Resistant Aspect: Proc. of the Second Annual JNC Intern. Forum on the Peaceful Use of Nuclear Energy, February 21-22, 2000, Tokyo, Japan. - P. 87-95.

7. *Mark J.C.* Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium//Science & Global Security. - 1993. - V. 4. - P. 111-128.
8. *Скоров Д.М., Бычков Ю.Ф., Дашковский А.И.* Реакторное материаловедение. - М.: Атомиздат, 1979.
9. *Yang M.S., Kim B.O., 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, Yokohama, Japan. - P. 535-537.
10. *Pillon S., Tommasi J., D'Alletto T. et al.* Current Status of the CAPRA Programme: Proc. of the ENC'98, October 25-28, 1998, Nice, France. - V. 3. - P. 645-652.
11. *Carelli M.D., Paramonov D.V., Lombardy C.V. et al.* IRIS, International New Generation Reactor: Proc. of the Eighth Intern. Conf. on Nuclear Engineering (ICONE-8), April 2-6, 2000, Baltimore, MD, USA, ICONE-8447.

Поступила в редакцию 1.11.2001

## ABSTRACTS OF THE PAPERS

### УДК 621.311.25: 621.039.58

*Systematization of Probabilistic Analysis of NPP Fire Safety Problems \ I.B. Kuzmina, N.L. Salnikov; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2002. – 6 pages, 2 illustrations. – References, 5 titles.*

Matrix model of Probabilistic Analysis of NPP Fire Safety (PAFS) is suggested. Such presentation of PAFS researching provides comfortable and visible understanding of PAFS volume and probabilistic values. Different blocks of matrix are the complexes of the problems. Particularities of PAFS performance are considered, and also listing of general problems with their interfaces is formed.

### УДК 621.039.51: 539.1.074

*Determination low multiplying subcritical states by Rossi- $\alpha$  technique \ V.V. Doulin, I.P. Matveenko; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2002. – 9 pages, 4 tables, 4 illustrations. – References, 7 titles.*

The method of obtaining the spatial corrections at measurement of low multiplying subcritical states by Rossi- $\alpha$  technique was applied. For that solution of inhomogeneous equation adjoint with respect to detector count rate is used.

The experiment on determination of value of low multiplying subcriticality of media (3 kg  $^{239}\text{Pu}$  (95%)) was carried out. A new installation for registration Rossi –  $\alpha$  distribution was developed that has essentially improved accuracy of measurements.

The measurement results were analysed with using this new method and traditional method for calculation of spatial corrections using solution of homogeneous relative asymptotic power equation.

### УДК 621.039.5: 621.039.547.5

*Physical characteristics of the light-water reactor with ultra-long life of thorium-based fuel \ G.G. Koulikov, A.N. Shmelev, E.F. Kryuchkov, G.V. Tikhomirov, M.Yu. Ternovikh, V.A. Apse, M. Saito, V.V. Artisyuk; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2002. – 11 pages, 4 tables, 1 illustration. – References, 11 titles.*

Physical characteristics of the light-water reactor loaded with (Th-Pa-U)-fuel are analysed. It is demonstrated that introduction of  $^{231}\text{Pa}$  into Th-based fuel composition opens a possibility of principle to reach ultra-long life-time of fuel due to stabilization of its multiplying properties during the reactor operation.

### УДК 621.039.53: 621.039.526

*Analysis of Applicability of the Gallium and its Alloys for Cooling of LMFR \ V.S. Okunev; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2002. – 10 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References, 14 titles.*

The possibilities of applicability of the gallium and Na-Ga-Pb-alloys (with different concentrations of the components) as a coolant of the LMFR are researched by the base of analysis of the physical and chemical properties, problem of compatibility with construction materials, inherent safety.

### УДК 539.1.01.07: 621.039.516

*Simulation of Spent Fuel Burnup Determination System \ S.G. Oleynik, V.A. Boltenkov; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2002. – 14 pages, 2 tables, 7 illustrations. – References, 8 titles.*

A structural chart of the system for spent fuel burnup control in real time is proposed. The formation of intensity field of gamma-radiation from monitored fuel assembly in an optional point of