

9. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок ПНАЭ Г-7-002-86. М.: Энергоатомиздат, 1989.
10. Биргер И.А., Шорр Б.Ф. Термопрочность деталей машин. М.: Машиностроение, 1975.

Поступила в Редакцию 2.04.04

УДК 621.039

РЕЖИМ САМООБЕСПЕЧЕНИЯ ТОПЛИВОМ (^{233}U) ДЛЯ ТЯЖЕЛОВОДНОГО ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РЕАКТОРА ТИПА CANDU

*Бергельсон Б.Р., Герасимов А.С. (ГНЦ РФ — ИТЭФ),
Тихомиров Г.В., Ли Цзиньхун (МИФИ)*

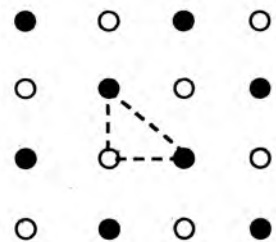
Отсутствие в природе изотопа ^{233}U не исключает возможность его использования в качестве ядерного топлива. Как известно, ^{233}U является продуктом радиоактивного распада ядер ^{233}Pa , которые рождаются при захвате нейтронов ядрами ^{232}Th с последующим β -распадом. Таким образом, торий, представленный в природе единственным стабильным изотопом ^{232}Th , можно с помощью ядерных реакций превратить в ^{233}U , т.е. в топливо энергетических реакторов. Запасы тория в мире в несколько раз превышают запасы урана. Стоимость его добычи значительно меньше, чем урана. Это обусловлено примерно в 100 раз меньшей, чем для урана, радиационной опасностью для населения, возникающей в процессе добычи [1]. Возможности получения ^{233}U в ядерных реакторах в промышленных масштабах не раз были рассмотрены в публикациях, посвященных торий-урановому топливному циклу. Однако даже частичное замещение уран-плутониевого топливного цикла торий-урановым связано с значительными трудностями и не только из-за необходимости изменения технологии. Есть и сугубо физические проблемы — период полураспада ^{233}Pa в ^{233}U , равный 27 сут, существенно больше периода полураспада ^{239}Np в ^{239}Pu , сечение захвата тепловых нейтронов в ^{232}Th в 2,8 раза больше, чем в ^{238}U . Эти недостатки, по-видимому, и явились причиной того, что в публикациях последних лет торий рассматривался лишь как сырье для подпитки ядерных реакторов, работающих в условиях уран-плутониевого топливного цикла [2]. Такой смешанный режим позволяет в большей или меньшей степени экономить природный уран при производстве электроэнергии. Возможность работы энергетического реактора в условиях торий-уранового топливного цикла без подпитки делящимися материалами в предыдущих публикациях, например, [2, 3], лишь декларировалась без указания конкретных путей достижения.

Торий-урановый топливный цикл наряду с недостатками имеет достоинства. В частности, число вторичных нейтронов при делении ^{233}U тепловыми нейтронами больше, чем любого другого изотопа урана, что дает надежду на возможность независимой (по топливу) работы реактора в условиях такого топливного цикла. В статье изложены результаты расчетных исследований обоснования режима самообеспечения топливом (^{233}U) тяжеловодного энергетического реактора на тепловых нейтронах, который в дальнейшем именуется реактором Т. При проведении расчетов использовали комплекс программ MCCOOR, разработанный на основе про-

грамм MCNP, COUPLE, ORIGEN-S, параметры активной зоны и схема перегрузки топлива соответствовали действующему тяжеловодному энергетическому реактору HWPR (CANDU) тепловой мощностью 2776 МВт [4]. В статье этот реактор упоминается как реактор-прототип.

Режим накопления ^{233}U . Очевидно, что для пуска реактора необходимо иметь определенное количество делящегося материала, в нашем случае ^{233}U . Для этого использована «независимая» схема накопления, при которой ^{233}U нарабатывается в самом реакторе Т в первый после окончания пусконаладочных работ период его эксплуатации. Не исключено, что экономически более выгодным окажется накопление ^{233}U в специализированном реакторе или других энергетических реакторах, в частности, в бланкете быстрого реактора [5].

В режиме накопления ^{233}U четырехугольная тяжеловодная решетка реактора Т собирается из каналов двух типов, равномерно распределенных по активной зоне. В половине каналов размещены ТВС, состоящие из 37 твэлов, в которых содержится энергетический плутоний или обогащенный уран. В остальных каналах размещены ТВС из 37 мишеней, которые выполнены в виде трубок из циркониевого сплава, заполненных таблетками ThO_2 . На рис. 1 показана часть решетки, состоящая из 16 каналов, и расчетная элементарная ячейка.



Р и с. 1. Решетка каналов активной зоны в режиме накопления ^{233}U и элементарная расчетная ячейка

При работе реактора Т на мощности в каналах с твэлами выделяются энергия и избыточные нейтроны за счет деления ^{239}Pu , ^{241}Pu (^{235}U), в каналах с мишенями вначале происходит только захват избыточных нейтронов с образованием ^{233}Pa . По мере распада ^{233}Pa в ^{233}U в каналах с мишенями также начинает выделяться энергия. Мощность твэлов, содержащих энергетический плутоний (или обогащенный уран), поддерживается постоянной и не превышает среднюю реактора-прототипа, что предопределяет поток нейтронов в мишенях.

Результаты расчета элементарной ячейки активной зоны для варианта с использованием топлива, содержащего 10% энергетического плутония, показаны на рис. 2, 3.

Согласно рис. 2 максимальное (равновесное) содержание ^{233}U в мишенях составляет ~ 13 кг/т (здесь и далее концентрация приводится в килограммах ^{233}U на 1 т ThO_2 плотностью 10 г/см³). Это близко к полученному в работе [6] для торий-урановой решетки и спектра нейтронов в топливе CANDU. Время облучения, по истечении которого концентрация ^{233}U в мишенях становится максимальной, составляет 5—6 лет, время достижения максимума коэффициента размножения $K_\infty \sim 2$ года. За это время концентрация ^{233}U в мишенях достигает ~ 8 кг/т.

Для пуска реактора Т в режиме самообеспечения топливом необходимо в каждом его канале разместить ТВС с твэлами, содержащими ThO_2 с концентрацией ^{233}U не менее 12 кг/т. Это означает, что для накопления нужного количества ^{233}U потребуется, например, три цикла облучения мишеней из ThO_2 продолжительностью каждого 2 года. Отсюда следует, что в режиме накопления ^{233}U реактор должен работать примерно 6 лет. После каждого цикла облучения мишени выгружаются из реактора и заменяются на новые, не содержащие ^{233}U . Чтобы при перегрузках мишеней реактор Т не оказался в состоянии подкритичности, замена облученных ми-

шеней на мишени без ^{233}U не должна быть одно-временной. По мере накопления ^{233}U в мишенях тепловая мощность реактора увеличивается в соответствии с заданным режимом (мощность твэлов остается постоянной).

Очевидно, что рассматриваемые параметры работы реактора Т в режиме накопления ^{233}U могут быть существенно улучшены. Уменьшить время накопления ^{233}U и увеличить мощность реактора можно в результате:

повышения тепловой нагрузки на твэл, в частности, за счет использования твэлов, диаметр которых меньше диаметра твэлов реактора-прототипа;

компенсации роста реактивности (увеличения коэффициента размножения — см. рис. 3) путем замены каналов с твэлами на каналы с мишенями;

оптимизации числа и расположения каналов с мишенями и каналов с твэлами в активной зоне;

оптимизации схемы перегрузок каналов с мишенями;

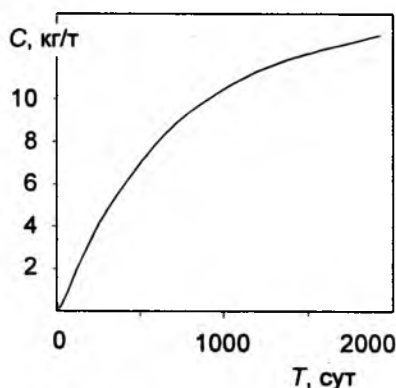
увеличения числа мишеней в канале в режиме накопления ^{233}U [2];

уменьшения в процессе накопления ^{233}U количества плутония (урана) в твэлах, что при сохранении мощности реактора Т приводит к росту потока тепловых нейтронов на мишени.

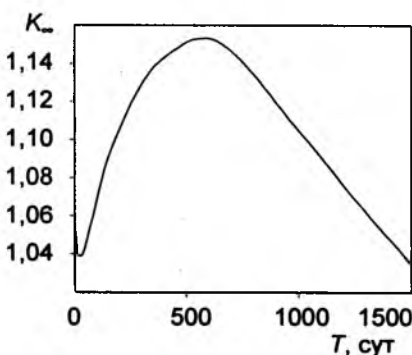
Режим самообеспечения топливом. При переходе к этому режиму во все каналы реактора загружаются твэлы, содержащие ThO_2 с заданной концентрацией ^{233}U . Чтобы в реакторе Т рассматриваемый режим был возможен, необходимо добиться выполнения двух условий, а это при жестком ограничении общего количества ^{233}U является нетривиальной задачей.

Условие 1. Количество ^{233}U и схема его размещения в каналах должны обеспечить надкритичность реактора Т в начальном состоянии. Надкритичность реактора-прототипа в холодном состоянии со свежим топливом (природный уран), рассчитанная с помощью упомянутого комплекса программ, составляет $\Delta K \geq 0,1$. Очевидно, что и реактор Т должен иметь не меньшую надкритичность.

Условие 2. В реакторе Т при приемлемой глубине выгорания ^{233}U и других делящихся изотопов его воспроизводство должно обеспечивать как минимум равенство содержания топлива в активной зоне до начала кампании и после ее окончания. Это условие вместе с запасом реактивности определяет продолжительность кампании. Коэффициент воспроизводства и его изменение в процессе кампании, как и в случае с начальной надкритичностью, зависят от количества топлива, образовавшегося в режиме накопления ^{233}U , и его размещения в активной зоне реактора.



Р и с. 2. Изменение концентрации ^{233}U в ThO_2 в режиме накопления ^{233}U



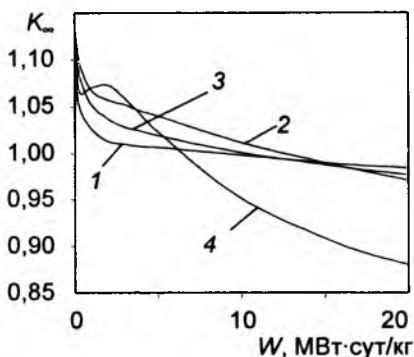
Р и с. 3. Изменение коэффициента размножения элементарной ячейки в режиме накопления ^{233}U

Глубину выгорания и кампанию топлива в реакторе Т оценивали методом, который справедлив для реакторов CANDU с непрерывной встречной перегрузкой ТВС. В этом случае в активной зоне в течение всей кампании присутствуют ТВС с разным выгоранием топлива. Такому состоянию соответствует средний коэффициент размножения, определяемый утечкой нейтронов из активной зоны, поглощением нейтронов в конструкционных элементах активной зоны и регулирующих стержнях. Для реактора CANDU это значение равно 1,045, при извлеченных стержнях — 1,035 [2]. Глубину выгорания топлива в реакторе Т оценивали из условия равенства параметру

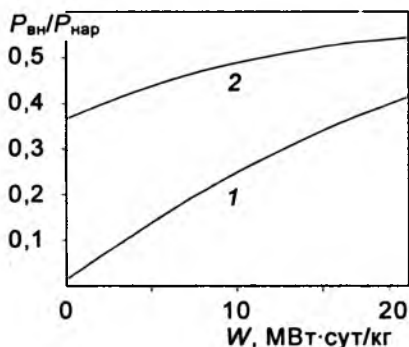
$$\alpha = \int_0^{W_0} K_{\infty} dW/W_0,$$

где W — глубина выгорания топлива. Зависимость $K_{\infty}(W)$ рассчитывали от начального $W=0$, соответствующего ТВС со свежим топливом, до конечного W_0 , соответствующего ТВС с выгоревшим топливом, выгружаемым из реактора. В процессе расчетов для учета изменения спектра нейтронов в твэлах пересчитывали константы с шагом по выгоранию 1 МВт-сут/кг.

Расчеты проведены для разного выгорания и трех вариантов начального размещения ^{233}U в активной зоне реактора Т. Первый вариант — накопленный ^{233}U равномерно распределен по всем ТВС реактора с концентрацией 12 кг/т в каждом твэле. Второй вариант — накопленный ^{233}U равномерно распределен по всем ТВС реактора, внутри каждой ТВС размещен только в 18 внешних твэлах с концентрацией 24 кг/т, внутренние 19 твэлов каждой ТВС заполнены ThO_2 . Третий вариант — накопленный ^{233}U равномерно распределен по всем ТВС реактора, в каждой ТВС размещен в 18 внешних твэлах с концентрацией 16 кг/т и 19 внутренних твэлах с концентрацией 10 кг/т. Баланс по урану обеспечивается за счет изменения плотности $^{233}\text{U} + \text{ThO}_2$ (рис. 4, 5, табл. 1).



Р и с. 4. Изменение коэффициента размножения элементарной ячейки в режиме самообеспечения топливом: 1, 2, 3 — реактор Т, вариант размещения ^{233}U 1, 2, 3 в реакторе Т соответственно; 4 — реактор CANDU на природном уране



Р и с. 5. Отношение суммарной мощности 19 внутренних твэлов к суммарной мощности 18 наружных твэлов в ТВС в режиме самообеспечения топливом: 1, 2 — вариант размещения ^{233}U 2, 3 в реакторе Т соответственно

Расчетная глубина выгорания топлива CANDU на природном уране удовлетворительно совпадает с эксплуатационной 8,3 МВт-сут/кг [4]. Поэтому можно полагать, что рассчитанная по той же методике и с использованием тех же констант глубина выгорания для трех вариантов размещения топлива в ТВС реактора Т близка к реальной. Данные, приведенные в табл. 1, свидетельствуют, что при равномерном распределении ^{233}U по всем твэлам реактора Т (вариант 1) глубина выгорания топлива неприемлемо мала, начальная надкритичность активной зоны $< 10\%$ (кривая 1 на рис. 4). За счет неравномерного распределения по ТВС того же коли-

Таблица 1. Выгорание и тепловая мощность реактора для трех вариантов размещения топлива

Реактор	Выгорание, МВт·сут/кг			Тепловая мощность при выгорании 1,035 МВт·сут/кг, МВт
	1,025	1,035	1,045	
CANDU	9,4	8,1	6,7	1750 [4]
Т, вариант:				
1	3,4	1,5	0,7	2760 [4]
2	17,5	14	11	1400—1900
3	10,1	6,7	4	1900—2000

чества ^{233}U (вариант 2) глубина выгорания топлива в реакторе Т может быть повышена до 15 МВт·сут/кг, т.е. блокировка внутренних твэлов позволяет примерно в 10 раз увеличить глубину выгорания. При неравномерном распределении ^{233}U по внешним и внутренним твэлам в каждой ТВС (вариант 3), при котором блокировка внутренних твэлов меньше, чем в предыдущем варианте, глубина выгорания уменьшается примерно в 1,5 раза. Как и следовало ожидать, тепловая мощность реактора Т для варианта 3 существенно больше, чем для варианта 2.

Очевидно, что возможность практического осуществления в реакторе Т режима самообеспечения топливом в первую очередь зависит от количества делящихся изотопов в топливе, выгружаемом из активной зоны реактора в конце очередной кампании. Кривые на рис. 6 описывают изменения в процессе кампании суммарного количества ^{233}U , ^{235}U и ^{233}Pa для второго и третьего вариантов размещения топлива в ТВС (начальное значение принято за 100%), которые не превышают 1—2% начального количества указанных нуклидов, т.е. находятся в пределах погрешности расчетов. Поэтому эти результаты могут рассматриваться как предварительные данные, свидетельствующие о возможности работы реактора Т в режиме самообеспечения топливом.

Для получения дополнительных данных были проведены расчеты коэффициентов размножения нейтронов $K_{\infty}(0)$ и $K_{\infty}(W_0)$ для третьего варианта размещения топлива в ТВС холодного реактора Т. Глубина выгорания топлива в расчетах принята равной 8 МВт·сут/кг, что соответствует длительности кампании 430 сут (табл. 2). Топливом для каждой последующей кампании служили ^{233}U , ^{235}U и ^{233}Pa , извлеченные из отработавшего топлива предыдущей кампании. В табл. 3 приведен состав изотопов урана, извлекаемых из отработавшего топлива после 1-, 5- и 10-й кампаний. Суммарная масса всех изотопов урана в начале 1-й кампании принята за 100%.

Данные табл. 2, 3 фактически являются расчетным обоснованием практической осуществимости режима самообеспечения топливом тяжеловодного энергетического реактора типа CANDU, работающего в условиях торий-уранового топливного цикла.

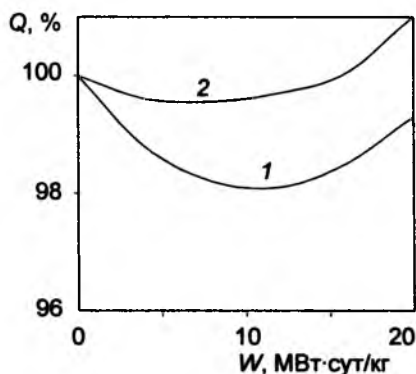


Рис. 6. Изменение суммарного количества ^{233}U , ^{235}U , ^{233}Pa в процессе выгорания: 1, 2 — вариант размещения ^{233}U 2, 3 в реакторе Т соответственно

Т а б л и ц а 2. Коэффициент размножения нейтронов в начале и конце кампании

Кампания	Начало	Конец
1	1,120	1,005
2	1,103	1,006
5	1,103	1,010
10	1,102	1,009

Т а б л и ц а 3. Изотопный состав урана

Кампания	^{232}U	^{233}U	^{234}U	^{235}U	^{236}U
1	0,002	99,7	6,5	0,4	0,02
5	0,060	100,3	23,1	3,6	0,9
10	0,085	100,5	34,7	6,0	3,1

Полученные мощность и глубина выгорания топлива для реактора Т дают лишь представление о реальных значениях. Как и в случае режима накопления ^{233}U , использование параметров реактора-прототипа для определения условий, при которых возможен режим самообеспечения топливом, не позволяет получить решений, близких к оптимальным. Однако следует иметь в виду, что ставилась ограниченная задача — опираясь на проверенную технологию, показать практическую осуществимость режима самообеспечения топливом в тяжеловодном энергетическом реакторе типа CANDU. Поэтому оптимизационные расчеты с привлечением экономических соображений на данном этапе не проводились. Вместе с тем опыт расчетных исследований подобных систем дает основание для следующего заключения. Разработка усовершенствованного тяжеловодного реактора с учетом специфических требований режимов накопления ^{233}U и самообеспечения топливом позволит значительно улучшить такие важнейшие параметры, как время накопления топлива, глубина выгорания и мощность. При этом должны быть решены и проблемы, связанные с безопасностью.

Режим самообеспечения характеризуется большим объемом работ по извлечению изотопов урана из отработавшего ядерного топлива, однако из-за необходимости накопления требуемого количества ^{233}U этот недостаток присущ не только рассмотренным режимам, но и вообще торий-урановому топливному циклу в любой его модификации.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Штало В.В. Состояние минерально-сырьевой базы ядерной энергетики и ее развитие. Тезисы докл. Межд. научно-техн. конф. «Атомная энергетика и топливные циклы». 1—5 декабря 2003 г., Москва—Димитровград, с. 12.
2. Boczar P., Dyck G., Chan P., Buss D. Recent advances in thorium fuel cycles for CANDU reactors. — In: Proc. of Three IAEA Meetings on Thorium Fuel Utilization: Options and Trends. IAEA-TECDOC-319, 2002, p. 104—120.
3. Dastur A., Menely D., Bass D. Thorium cycle options in CANDU reactors. — In: Proc. of the Intern. Conf. on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems, Global'95. September 11—14, 1995, Versailles, France, v. 2, p. 1908—1917.

4. **Directory of Nuclear Power Plants in the Word.** Japan Nuclear Energy Information Centr. Co., Tokyo, 1994.
5. **Адамов Е.О., Габараев Б.А., Ганев И.Х. и др.** Потенциал развития и возможность достижения состояния радиационной эквивалентности урана и отходов в сценариях развития перспективной ядерной энергетики. Тезисы докл. Межд. научно-техн. конф. «Атомная энергетика и топливные циклы». 1—5 декабря 2003 г., Москва—Димитровград, с. 8—19.
6. **Бергельсон Б.Р., Тихомиров Г.В.** Расширенное воспроизводство ^{233}U в тяжеловодном бланкете электроядерной установки. — Атомная энергия, 2001, т. 91, вып. 2, с. 91—96.

Поступила в Редакцию 16.07.04

УДК 621.039.6

РАДИАЦИОННЫЙ γ -ОТЖИГ КАРБИДА КРЕМНИЯ, ОБЛУЧЕННОГО В РЕАКТОРЕ БОР-60

Николаенко В.А. (РНЦ «Курчатовский ин-т»),

Субботин А.В. (НИКИЭТ им. Н.А. Доллежалея)

Радиационный γ -отжиг, вносящий значительные коррективы в представления о радиационной повреждаемости материалов и обнаруженный впервые для алмаза [1], оказался значимым и для таких важных материалов, как реакторный графит [2] и корпусная сталь [3]. Вызывающие это явление γ -кванты воздействуют на вещество, в основном, за счет комптоновских электронов, которые и взаимодействуют с атомами облучаемого вещества, а не непосредственно.

Создаваемые нейтронным облучением дефекты связаны с решеткой кристалла слабее, чем ее регулярные атомы. Например, для создания пары Френкеля, т.е. удаления атома из узла решетки и образования межузлия и вакансии регулярному атому надо передать энергию в десятки электронвольт, а энергия активации миграции вакансий и межузлий составляет единицы и десятые доли электронвольта. Поэтому возникшие благодаря γ -излучению электроны обычно неэффективны при образовании новых дефектов, но активно взаимодействуют с уже созданными дефектами. Предполагается, что один из возможных механизмов радиационного γ -отжига состоит в том, что под влиянием γ -излучения спектр энергии активации отжига дефектов, уже созданных нейтронами, трансформируется, размываясь в область большой и малой энергии. При этом дефекты с наименьшей энергией активации отжигаются при температуре облучения (это и есть, собственно, эффект радиационного γ -отжига), более стабильные сохраняются до более высокой температуры отжига.

При рассмотрении радиационного γ -отжига удобно ввести понятие фактора состава излучения, представляющего отношение плотностей потоков нейтронного и γ -излучения при энергии 0,2 МэВ и характеризующего их совместное воздействие на материал при облучении. Например, при малом факторе, когда поток γ -квантов относительно велик, его воздействие усиливается, и эффективность радиационного γ -отжига возрастает.

Облучение и отжиг карбида кремния. В настоящей работе проанализированы с точки зрения фактора состава излучения результаты облучения в реакторе