УДК 621.039.516.22

Расчетные исследования накопления ^{232}U, ^{236}Pu и ^{238}Pu в зонах воспроизводства гибридных и быстрых реакторов

БОБКОВ Ю. Г., ИЛЮНИН В. Г., МУРОГОВ В. М., ТРОЯНОВ М. Ф., УСАЧЕВ Л. Н., ЦИКУНОВ А. Г., ГАНЕВ И. Х., ЖИРНОВ А. Д., ТОЧЕНЫЙ Л. В., ШМЕЛЕВ А. Н.

Как известно, проблемы, связанные с реализацией внешнего топливного цикла, в значительной мере определяются накоплением в топливе нуклидов урана и плутония, определяющих собственную активность ядерного топлива [1, 2]. В связи с этим выполнен расчетный анализ накопления нуклидов ^{232}U, ^{236}Pu и ^{238}Pu при облучении урана и тория в зоне воспроизводства быстрых реакторов типа БН-1600 [3] и в бланкете гибридных реакторов синтеза — деления [4]. Последние так же могут рассматриваться в качестве потенциальных источников вторичного ядерного топлива [5].

Таблица 1

Средние сечения нейтронных реакций для спектров зоны воспроизводства быстрого реактора и бланкета гибридного термоядерного реактора, б *

Нуклид	Бланкет гибридного термоядерного реактора				Зона воспроизводства быстрого реактора		
	$n\gamma$	nf	$n, 2n$	$n, 3n$	$n\gamma$	nf	$n, 2n$
^{235}U	0,60	1,70	—	—	1,30	3,0	—
^{236}U	0,65	1,15	—	—	1,2	0,055	—
^{238}U	0,33	0,069	0,066	0,0018	0,73	0,022	0,00059
^{237}Np	1,61	0,352	0,027	0,0446	3,10	0,18	0,00012
^{239}Pu	0,46	2,03	0,025	0,0410	1,40	2,47	0,00012
^{230}Pu	0,71	0,46	—	—	1,0	0,25	—

* 1 б = 10^{-28} м².

Таблица 2

Накопление ^{236}Pu, ^{238}Pu и ^{232}U в зоне воспроизводства быстрого реактора и бланкете гибридного реактора

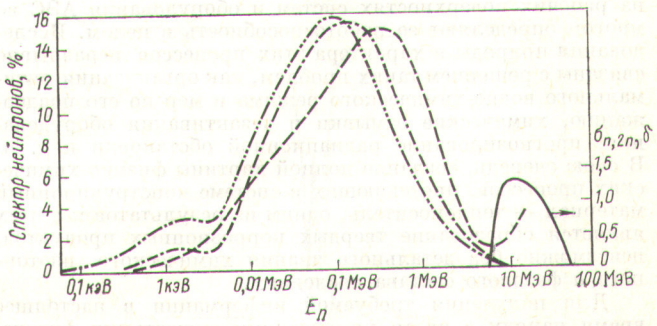
Зона воспроизводства	Накопление нуклидов	Максимальное накопление плутония в облученном уране, кг Pu/т U			
		3	5	10	20
Быстрого реактора	^{236}Pu, г/т ^{239}Pu	$4,6\cdot10^{-5}$	$1\cdot10^{-4}$	$3\cdot10^{-4}$	$6\cdot10^{-4}$
	^{238}Pu, г/т ^{239}Pu	3,0	4,8	11,5	25
	^{232}U, г/т ^{238}U	$9\cdot10^{-10}$	$3,5\cdot10^{-9}$	$5\cdot10^{-8}$	$2,1\cdot10^{-7}$
Бланкет гибридного реактора	^{236}Pu, г/т ^{239}Pu	10	19	42	90
	^{238}Pu, г/т ^{239}Pu	935	2800	4700	11100
	^{232}U, г/т ^{238}U	$2\cdot10^{-4}$	$1\cdot10^{-3}$	$1,4\cdot10^{-2}$	$8,5\cdot10^{-2}$

Поскольку накопление указанных выше нуклидов в уране и тории происходит через пороговые $(n, 2n)$-реакции, следует ожидать существенного отличия выхода нуклидов в зависимости от энергетического спектра нейтронного поля. Характерный спектр нейтронов для быстрого и бланкета гибридного реакторов приведен на рисунке. Спектры рассчитывали для бланкета гибридного термоядерного реактора по программе BLANK [6], а для быстрого реактора — по программе М-26 [7]. На основе указанных спектров усредняли групповые константы, которые использовали для расчета выгорания и накопления нуклидов, проводившегося по программе PERS [8]. При этом групповые константы, сформированные по файлам библиотек оцененных данных (в основном по библиотеке ENDL), соответствуют современным рекомендациям [9].

В табл. 1 приведены средние сечения некоторых реакций для спектров зоны воспроизводства быстрых и бланкета гибридных реакторов. Даже из общей оценки значений нейтронных сечений можно сделать вывод о значительном различии скорости процессов, определяющих характер кинетики изотопного состава при облучении урана и тория для этих реакторов.

Топливный цикл U — Pu. Результаты расчета накопления ^{236}Pu, ^{232}U, ^{238}Pu и ^{239}Pu при облучении урана представлены в табл. 2. В быстрых реакторах при накоплении плутония в зоне воспроизводства содержание в нем ^{236}Pu составляет $5\cdot10^{-9}$—$2\cdot10^{-7}$% в зависимости от уровня накопления плутония в уране (максимальное накопление 3—40 кг Pu/т U соответственно). При этом концентрация ^{232}U в уране составляет $1\cdot10^{-13}$—$5\cdot10^{-10}$%. В предположении, что в процессе выдержки весь ^{236}Pu перейдет в ^{232}U, концентрация последнего может достигнуть $6\cdot10^{-9}$%.

Расчеты показывают (см. табл. 2), что для одного и того же уровня накопления плутония в уране (т. е. при одинаковом объеме работ по переработке на единицу топлива) содержание ^{236}Pu и ^{238}Pu в плутонии, накопленном в бланкете термоядерного реактора приблизительно в 10^5 (для ^{236}Pu) и более чем 10^2 раз (для ^{238}Pu) превышает их концентрацию в плутонии, накопленном в зоне воспроизводства быстрого реактора. При этом концентрация ^{232}U в облученном уране для бланкета термоядерного реактора более чем в 10^5 раз выше, чем для зоны воспроизводства быстрого реактора. В результате концентрация ^{238}Pu в плутонии может превысить 1%, а концентрация ^{236}Pu достичь зна-



Спектр нейтронов в бланкете гибридного термоядерного реактора (— — —), в активной зоне (— · —) и зоне воспроизводства (——·· ——) быстрого реактора; —— — $\sigma_{n,2n}(E_n)$ для ^{238}U

РЕПОЗИТОРИЙ ГГУ имени Ф. Скорины

Таблица 3

Накопление ^{232}U в ториевой зоне воспроизводства быстрого реактора и ториевом бланкете гибридного реактора, г ^{232}U/т ^{233}U

Максимальное накопление ^{233}U (с учетом ^{233}Pa в облученном тории), кг U/т Th	Зона воспроизводства быстрого реактора	Бланкет гибридного реактора [11]	Максимальное накопление ^{233}U (с учетом ^{233}Pa в облученном тории), кг U/т Th	Зона воспроизводства быстрого реактора	Бланкет гибридного реактора [11]
1,0	1	1300	6,0	15	7500
3,0	5	4300	10	26	$> 10^4$
5,0	11	6000			

чений, характерных для концентрации ^{232}U в ^{233}U в ториевом топливном цикле $(10—100)\cdot10^{-4}\%$. Расчеты показывают, что указанные соотношения существенно не изменяются с переносом накопления в периферийные слои бланкета. В то же время скорость накопления плутония, рассматриваемая как один из основных критериев целесообразности разработки гибридных реакторов [5], существенно снижается.

Ториевый топливный цикл. С точки зрения перспектив развития ядерной энергетики в отдаленном будущем представляет интерес анализ накопления ^{233}U в различных типах реакторов-размножителей. По опубликованным данным, современный уровень промышленности внешнего топливного цикла позволяет использовать ^{233}U с содержанием $^{232}U \sim (1—10)\cdot10^{-4}\%$ [10]. В будущем считается принципиально возможной переработка топлива с содержанием $^{232}U \sim (300—400)\cdot10^{-4}\%$ [11]. В дальнейшем изложении будем ориентироваться на этот уровень содержания ^{232}U как на предельно допустимый. В этом случае, как видно из табл. 3, уровень накопления ^{233}U в ториевой зоне воспроизводства практически неограничен. В то же время в ториевом бланкете гибридного реактора допустимое максимальное накопление ^{233}U не должно превышать $\sim$ 0,3 кг ^{233}U/т Th (20 дней облучения). Столь низкий уровень накопления (на порядок ниже содержания ^{235}U в отвальном уране) не только примерно в 100 раз увеличит необходимый объем химической переработки, но и потребует практически непрерывной перегрузки бланкета. При достижении экономически приемлемого накопления ^{233}U в тории ($\sim$ 10 кг ^{233}U/т Th) концентрация ^{232}U в ^{233}U превысит 1%. Это значительно больше равновесной концентрации ^{232}U в ^{233}U для ториевых реакторов на тепловых нейтронах [11].

Авторы благодарны А. С. Кривцову, А. Н. Соснину и В. Н. Соснину за помощь в проведении расчетов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Бакуменко О. Д.** «Атомная энергия», 1978, т. 44, вып. 2, с. 140.
2. **Tasaka K. e.a.** «J. Nucl. Sci. and Technol.», 1977, v. 14, N 7, p. 519.
3. **Кочетков Л. А., Багдасаров Ю. Е.** Design, Construction and Operating Experience of Demonstration LMFBR. Vienna, IAEA, 1978, p. 79.
4. **Горностаев Б. Д.** В кн.: Труды II Советско-американского семинара «Синтез — деление». М., Атомиздат, 1978, с. 94.
5. **Велихов Е. П. и др.** «Атомная энергия», 1978, т. 45, вып. 1, с. 3.
6. **Шаталов Г. Е.** Препринт ИАЭ-2832. М., 1977.
7. **Николайшвили Ш. С. и др.** В кн.: Сб. докл. симп. стран — членов СЭВ «Состояние и перспективы работ по созданию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах». Т. 2. Обнинск, изд. ФЭИ, 1968, с. 75.
8. **Бобков Ю. Г., Кривцов А. С.** В кн.: Ядерно-физические исследования в СССР. Вып. 27. М., ЦНИИатоминформ, 1978, с. 15.
9. **Howerton R. e.a.** The LLL Evaluated Nuclear Data Library (ENDL). UCRL-50400, LLL 1976.
10. «**Rev. Mod. Phys.**», 1978, v. 50, N 1, p. 2.
11. **Марин С. В.** «Атомная техника за рубежом», 1978, № 5, с. 3.

Поступило в Редакцию 28.09.79

УДК 621.039.553:36:620.193.477

ЯГР-спектроскопия как метод анализа фазового состава коррозионных отложений на АЭС

СЕДОВ В. М., КРУТИКОВ П. Г., КОНСТАНТИНОВ Е. А., ШИШКУНОВ В.А., АФАНАСЬЕВ А. А.

Процессы отложения твердых коррозионных продуктов на рабочих поверхностях систем и оборудования АЭС во многом определяют ее работоспособность в целом. Исследования природы и характера этих процессов неразрывно связаны с решением таких проблем, как организация оптимального водно-химического режима и мер по его поддержанию, химические отмывки и дезактивация оборудования, прогнозирование радиационной обстановки и т. п. В свою очередь, создание полной картины физико-химических процессов, протекающих в системе конструкционный материал — теплоноситель, одним из результатов которых является образование твердых коррозионных продуктов, невозможно без детального знания химического, изотопного и фазового состава последних.

Для получения требуемой информации в настоящее время наряду с чисто химическими существуют физические и физико-химические методы анализа: рентгеновская спектроскопия, электронная спектроскопия для химического анализа, электронография, ядерная γ-резонансная спектроскопия (ЯГРС) и др. [1—4]. Условия промышленного производства, безусловно, предъявляют свои требования к выбору комплекса методов для проведения такого рода анализов. Центральная лаборатория АЭС должна использовать совокупность методов, достаточно простых в обслуживании и в то же время позволяющих быстро и надежно получать необходимую информацию.

Определение химического состава отложений в условиях АЭС в настоящее время целесообразнее всего проводить, основываясь на отработанных методиках качественного и количественного химического анализа [5—7]. Приборное обеспечение методик включает использование стандартной отечественной аппаратуры типа спектрофотометров (СФ-18, СФ-26), фотоколориметров (ФЭК-56, ФЭК-60) и т. п. Методы анализа продуктов коррозионных отложений на содержание в них радионуклидов, определяющих радиационную обстановку на АЭС, в настоящее время развиты достаточно хорошо. Гамма-спектрометры с полупроводниковыми детекторами и анализаторами типа

РЕПОЗИТОРИЙ ГГУ имени Ф. Скорины