

подготовки к выводу из эксплуатации радиационно опасных объектов комбината.

Заключение. Радиационное обследование показало необходимость принятия мер по улучшению радиационной обстановки на объектах и территориях Кирово-Чепецкого химического комбината. При обследовании были предложены эффективные методики измерений загрязнения поверхностей и конструкций ^{238}U , выполнен большой объем работ по отбору и исследованию проб отходов как из помещений, так и хранилищ.

Результаты измерений могут быть основой технического задания на разработку проекта реабилитации и вывода из эксплуатации радиационно опасных объектов комбината.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Уткин В. Завод у двуречья. Кирово-Чепецкий комбинат: строительство, развитие, люди. 1954—1971. Книга 3. Киров: ОАО «Дом печати—Вятка», 2006, с. 22—36.
2. Синько В.В., Нечаев В.А. Радиационное наследие XX века на территории Кирово-Чепецкого химического комбината: состояние, проблемы, перспективы. — В сб.: 8-я научно-практич. конф. «Региональные и муниципальные проблемы природопользования», г. Кирово-Чепецк, сентябрь 2004, с. 111—113.
3. Говорун А.П., Ликоснов В.И., Потапов В.Н. и др. Метод определения плотности загрязнения ^{137}Cs и оценка глубины его проникновения в почву. — Атомная энергия, 1995, т. 78, вып. 3, с. 199—204.
4. Игнатов С.М., Ликоснов В.И., Потапов В.Н. и др. Определение удельной активности Sr-90 в почве методом полевой радиометрии. — Контроль и диагностика, 1999, № 1, с. 25—28.
5. Григорьев Е.И., Степанов Э.К., Фоминых В.И. Минимальная измеряемая активность. Понятие и величины, используемые в радиометрии. — АНРИ, 1994, № 3, с. 10—12.

Поступила в Редакцию 9.06.09

УДК 621.039.6

УТИЛИЗАЦИЯ Np, Am, Cm В ЭНЕРГЕТИЧЕСКОМ ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ

Бергельсон Б.Р., Белоног В.В., Герасимов А.С. (ГНЦ РФ — ИТЭФ, г. Москва),
Тихомиров Г.В. (МИФИ, г. Москва)

Для крупномасштабного развития ядерной энергетики необходимо решить задачи, связанные с обращением с радиоактивными отходами АЭС. Особое место в этой проблеме занимают Np, Am, Cm, являющиеся, с одной стороны, источниками долгоживущего α -излучения, наиболее опасного для человека, с другой, исходным материалом для получения взрывчатки, т.е. таят в себе опасность распространения ядерного оружия. В настоящее время трансмутация — фактически единственный, реально осуществимый способ уничтожения значительного количества опасных радионуклидов, нарабатываемых в энергетических ядерных реакторах. Облучение трансурановых изотопов нейтронами в и дальше: $^{237}\text{Np}(n, \gamma)^{238}\text{Np}(\beta)^{238}\text{Pu}(n, \gamma)^{239}\text{Pu}$, $^{241}\text{Am}(n, \gamma)^{242}\text{Am}(\beta)^{242}\text{Cm}(\alpha)^{238}\text{Pu}(n, \gamma)^{239}\text{Pu}$, $^{243}\text{Am}(n, \gamma)^{244}\text{Am}(\beta)^{244}\text{Cm}(n, \gamma)^{245}\text{Cm}$, $^{244}\text{Cm}(n, \gamma)^{245}\text{Cm}$. Видно, что ^{237}Np и ^{241}Am превращаются в ^{238}Pu , который будет накапливаться в топливе в значительном количестве. Для активного превращения ^{238}Pu в делящийся ^{239}Pu

энергетическом или специализированном реакторе наряду с их собственным радиоактивным распадом приводит к образованию других изотопов с большим сечением деления [1]. Поэтому практически осуществимо уничтожение Np, Am, Cm путем деления, т.е. их превращения в продукты деления без больших экономических затрат. Очевидно, что уничтожение трансурановых изотопов путем деления должно сопровождаться выходом энергии, которая в энергетическом реакторе легко может быть использована.

Приведем основные цепочки превращения Np, Am, Cm в спектре ВВЭР до первого делящегося изотопа, хотя реально оно происходит необходимо время, сравнимое с кампанией ВВЭР. Поэтому для эффективного сжигания ^{237}Np и ^{241}Am в спектре ВВЭР наиболее подходящими будут сценарии с многократной переработкой топлива и многократным повторным облучением. На основании представленных цепочек

чек можно оценить среднее время, необходимое для деления каждого ядра в спектре ВВЭР.

В работе [2] изложены результаты расчетов трансмутации сравнительно небольшого количества Np , Am , Cm , которые в виде отдельных мишеней размещены в активной зоне различных энергетических реакторов. Показано, что для их трансмутации наиболее удобным является канальный тяжеловодный реактор типа CANDU. Результаты расчетов гомогенной и гетерогенной трансмутации этих изотопов в быстром реакторе БРЕСТ представлены в работах [3, 4].

В настоящей работе рассматривается возможность эффективной утилизации большого количества Np , Am , Cm , извлекаемых из отработавшего топлива энергетических ВВЭР и, в принципе, других реакторов. Для достижения этой цели могут быть использованы один или несколько специализированных реакторов, в которых одновременно с выработкой энергии уничтожаются трансурановые изотопы, а также их дочерние продукты путем деления. Задача считается решенной, если в специализированном реакторе удастся уничтожить (перевести в продукты деления и изотопы плутония) трансурановые изотопы, нарабатываемые в нескольких ВВЭР, и при этом утилизировать ту дополнительную энергию, которая выделяется при делении Np , Am , Cm и их дочерних продуктов.

Как и в предыдущих работах, для расчетов использовали метод Монте-Карло и программу MCNP-4b [5]. Изменение изотопного состава топлива в процессе выгорания определяли с помощью программы ORIGEN-S из комплекса программ SCALE [6].

Расчеты показали, что для решения сформулированной задачи может быть использован специализированный реактор, созданный на базе ВВЭР-1000. Это объясняется, в первую очередь, большой единичной тепловой мощностью (3300 МВт), способом перегрузки топлива и распространенностью в мире необходимых технологий. В дальнейшем такой энергетический водородный реактор электрической мощностью 1000 МВт, в твэлах которого содержатся топливо и трансмутируемые нуклиды, именуется нами как ВВЭР(МА).

Рассмотрено несколько вариантов топлива (делящихся изотопов) для ВВЭР(МА). Очевидно, что в сравнении с ВВЭР-1000 топливо для начальной и последующих загрузок ВВЭР(МА) должно содержать большее количество деля-

щихся ядер в твэлах при сохранении неизменным их диаметра. Это требование, в первую очередь, связано с необходимостью размещения в твэлах значительного количества трансмутируемых нуклидов, которые в начале кампании являются лишь поглотителями нейтронов. Скорость уничтожения нуклидов рассчитана при использовании следующих принципиально возможных видов ядерного топлива: обогащенный уран с содержанием ^{235}U 10, 20 и 90%, ^{233}U в условиях уран-ториевого топливного цикла.

В качестве трансмутируемых рассматривали Np , Am , Cm , извлекаемые из отработавшего топлива ВВЭР-1000 с глубиной выгорания 4,4%. Количество нуклидов, выгруженных из одного ВВЭР-1000 после трехлетней кампании и последующей трехлетней выдержки топлива во временном хранилище, с указанием основных характеристик таково [2]:

	^{237}Np	^{241}Am	^{243}Am	^{244}Cm
Скорость наработки в ВВЭР-1000, кг/(ГВт·год) . . .	13,7	5,9	2,8	0,8
Сечения поглощения, б . . .	176	57,2	75,3	16,2
Резонансный интеграл, б . . .	647	209	1830	668
Период полураспада, год . . .	$2,14 \cdot 10^6$	432,2	7348	18,1

Опишем условия осуществления топливного цикла ВВЭР(МА), при выполнении которых уничтожаются Np , Am , Cm в большом количестве. Первая загрузка активной зоны ВВЭР(МА) — количество топлива и трансмутируемых нуклидов с указанным изотопным составом определяется из условия $K_{\text{яч}} = K_0 > 1$, где $K_{\text{яч}}$ — коэффициент размножения ячейки, меняющийся в процессе кампании, K_0 — коэффициент размножения ячейки в начале кампании. ТВС, содержащие топливо и трансмутируемые нуклиды, облучают в течение одной кампании ВВЭР(МА). После выгрузки из реактора и выдержки во временном хранилище отработавшие ТВС поступают на химическую переработку, где из твэлов удаляют все продукты деления. Оставшееся топливо, изотопы плутония, в основном, ^{238}Pu и Np , Am , Cm используют при изготовлении твэлов для второй кампании ВВЭР(МА). При этом содержание обогащенного урана и трансурановых изотопов в твэлах определяется необходимым количеством топлива и смесью актиноидов, которые образовались в предыдущем цикле облучения, и добавленными Np , Am , Cm в указанных пропорциях.

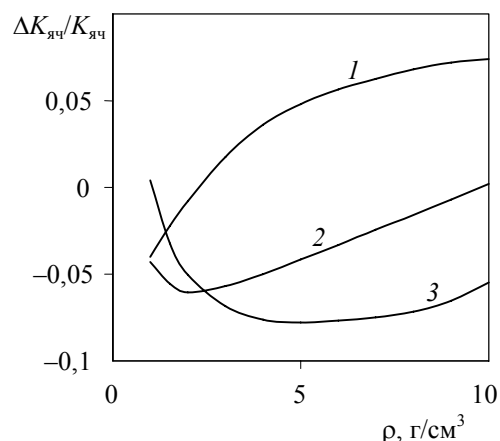
В зависимости от обогащения урана в топливе используется различный тип подпитки для каждого последующего цикла облучения. Для топлива обогащением 90% подпитка состоит из урана обогащением 90% и Np, Am, Cm. При этом количество тяжелых атомов, добавляемых в ТВЭЛ, равно количеству выгоревших в течение предшествующей кампании. Соотношение между ураном и трансурановыми нуклидами выбирается из условия обеспечения максимального количества последних и заданного K_0 .

Для топлива обогащением 20% схема подпитки та же. Однако количество добавляемых в ТВЭЛ тяжелых атомов превышает количество выгоревших в течение предшествующей кампании на массу ^{238}U . Масса тяжелых атомов в ТВС увеличивается от кампании к кампании.

Для топлива обогащением 10% в подпитке используется только уран обогащением 10%, который замещает тяжелые атомы, разделившиеся в предшествующей кампании. Добавление трансурановых изотопов невозможно из-за необходимости обеспечения $K_{\text{яч}} > 1$.

Загрузка активной зоны ВВЭР(МА) для начала второй кампании также должна обеспечивать $K_{\text{яч}} = K_0 > 1$. И так в течение всей последовательности кампаний рассматриваемого реактора. В расчетах ВВЭР(МА) принималось, что при эксплуатации на электрической мощности 1000 МВт энерговыделение и глубина выгорания (количество продуктов деления в ТВЭлах, накопленных в результате деления тяжелых ядер) не превосходят аналогичных показателей ВВЭР-1000. Все делящиеся и трансмутируемые нуклиды используются в ВВЭР(МА) только в виде диоксидов.

Для ядерной безопасности ВВЭР(МА) необходимо обеспечить отрицательный плотностной, значит, и мощностной коэффициент реактивности (как известно, температурный коэффициент реактивности ВВЭР отрицательный). Кривые на рис. 1 описывают для разных видов топлива зависимость изменения реактивности ($\Delta K_{\text{яч}}/K_{\text{яч}}$) от плотности топлива для начала первой кампании. Под плотностью топлива здесь понимается масса смеси диоксидов урана и добавленных Np, Am, Cm в 1 см³ ТВЭла. Изменение $\Delta K_{\text{яч}}$ соответствует уменьшению плотности теплоносителя от 0,71 до 0,5 г/см³. Состав смеси топлива и актиноидов определяется из условия $K_{\text{яч}} = K_0 = 1,05$ —1,1.



Р и с. 1. Зависимость $\Delta K_{\text{яч}}/K_{\text{яч}}$ от плотности урана обогащением 90 (1), 20 (2), 10% (3)

Кривые на рис. 1 позволяют определить начальные параметры решеток, соответствующие условиям безопасности для топлива различного обогащения (табл. 1). В расчетах принималось, что в одной ТВС ВВЭР-1000 содержится 470 кг урана и плотность диоксидов топливных ядер в ТВЭле 10 г/см³. Для обогащения 90 и 20%, при котором плотность ядер топлива составляет 5 и 1,5 г/см³, объем ТВЭла заполняется путем добавления нейтрального наполнителя.

Т а б л и ц а 1. Начальные параметры решеток с разным типом топлива

Параметр	Обогащение, %			
	10	20	90	^{233}U
K_0	1,1	1,05	1,05	1,07
Плотность смеси топлива и Np, Am, Cm в ТВЭлах, г/см ³	10	5	1,5	0,5
$\Delta K_{\text{яч}}/K_{\text{яч}}$	-0,06	-0,04	-0,03	-0,01
Масса в ТВС, кг:				
Np, Am, Cm	14	21	26	13
топлива	455	216	44	10

Кроме того, был рассмотрен вариант с топливом ^{233}U , однако для него не удастся обеспечить $K_{\text{яч}} > 1$ в процессе выгорания из-за низкой плотности смеси Np, Am, Cm и топлива в ТВЭлах — 0,5 г/см³. Поэтому в дальнейшем ^{233}U в качестве топлива для ВВЭР(МА) не рассматривался.

Выгорание рассчитывали для трех видов топлива и параметров решетки, указанных в табл. 1.

Кривые на рис. 2 свидетельствуют, что в ВВЭР(МА) в процессе выгорания в течение длительного времени происходят незначительные

Таблица 2. Масса нуклидов в одной ТВС в начале и конце кампании, кг

изменения
ется обра-

трансмута-

означает,

мости по

выгорающ

ВВЭР(МА

Ст. Согла

и пятой ка

ВВЭР(МА

принять р

и состав Н

не являю

Очевидно,

возможно

сравнении

ловиях до

ным и без

В таб.

лива пред

честве и с

ТВС, кот

ВВЭР(МА

из первых

нуклидов

ют его вы

Для то

в течение

№, Am, C

означает,

обеспечив

образующ

топов плу

обогащен

чества №, Am, Cm, размещаемых в твэлах, де-

ляется $K_{\text{яч}}$ (1) означает, что 8—10% мощности

ВВЭР(МА) обеспечивается за счет их деления и

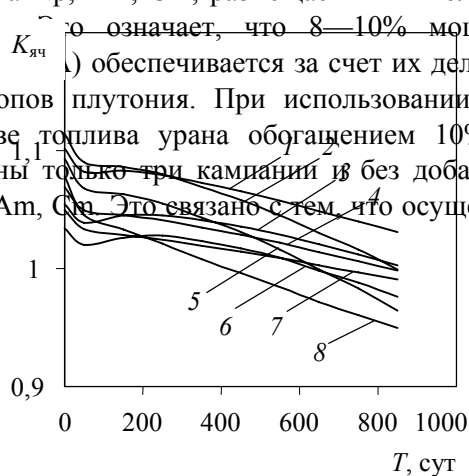
изотопов плутония. При использовании в ка-

честве топлива урана обогащением 10% воз-

можны только три кампании и без добавления

№, Am, Cm. Это связано с тем, что осуществле-

Кампания	Операция	^{237}Np	^{241}Am	^{243}Am	^{244}Cm	^{245}Cm	^{246}Cm
Обогащение 90%							
1-я	Загрузка	14,7	6,7	3,4	1,2	—	—
	Выгрузка	8,02	1,28	1,59	2,34	0,27	0,04
2-я	Загрузка	11,0	2,53	2,23	2,5	0,27	0,04
	Выгрузка	6,19	0,51	1,10	2,63	0,38	0,12
3-я	Загрузка	9,11	1,77	1,75	2,90	0,38	0,12
	Выгрузка	5,33	0,44	0,94	2,69	0,42	0,20
4-я	Загрузка	8,05	1,64	1,54	2,89	0,42	0,20
	Выгрузка	4,81	0,42	0,90	2,61	0,40	0,28
5-я	Загрузка	7,51	1,62	1,50	2,81	0,40	0,28
	Выгрузка	4,56	0,40	0,91	2,57	0,38	0,28
Обогащение 20%							
1-я	Загрузка	11,1	5,10	2,57	0,86	—	—
	Выгрузка	6,65	1,37	1,29	1,64	0,19	0,02
2-я	Загрузка	9,36	2,57	1,89	1,84	0,19	0,02
	Выгрузка	6,04	0,94	1,08	2,02	0,32	0,06
3-я	Загрузка	8,74	2,14	1,68	2,22	0,32	0,06
	Выгрузка	6,00	1,02	1,08	2,18	0,40	0,10
4-я	Загрузка	8,70	2,22	1,68	2,39	0,40	0,10
	Выгрузка	6,26	1,23	1,17	2,29	0,45	0,14
5-я	Загрузка	8,97	2,43	1,77	2,49	0,45	0,14
	Выгрузка	6,70	1,49	1,31	2,39	0,49	0,18
Обогащение 10%							
1-я	Загрузка	8,53	3,51	1,74	0,52	—	—
	Выгрузка	5,42	1,13	0,90	1,06	0,12	0,01
2-я	Загрузка	5,42	1,13	0,90	1,06	0,12	0,01
	Выгрузка	3,59	0,55	0,55	1,11	0,19	0,04
3-я	Загрузка	3,59	0,55	0,55	1,11	0,19	0,04
	Выгрузка	2,55	0,50	0,51	1,06	0,19	0,07



Р и с. 2. Зависимость $K_{\text{яч}}$ от времени для обогащения топлива 10% в первой (1), третьей кампании (8), 20% в первой (3), третьей (4), пятой кампании (7), 90% в третьей (2), пятой (5), первой кампании (6)

кампанию в 14—33 ВВЭР-1000. За пять последовательных кампаний ВВЭР(МА) можно утилизировать №, Am, Cm, нарабатываемые за одну кампанию в 25—95 ВВЭР-1000. При этом доля электроэнергии, полученной на АЭС с ВВЭР(МА) за счет их деления, составит от 3—4 до 11—12% соответственно.

В заключение отметим, что для всех режимов ВВЭР(МА) поток тепловых нейтронов имеет тот же порядок величины, что и для ВВЭР-1000. Отсюда следует, что в ВВЭР(МА) ядра ^{238}Np , образующиеся при захвате нейтрона ядрами ^{237}Np , не успев разделиться, распадаются с образованием ядер ^{238}Pu . В зависимости от используемого в ВВЭР(МА) топлива количество ^{238}Pu в смеси изотопов плутония составляет в конце кампании от 50 до 80%, что значительно превышает аналогичную величину для ВВЭР-1000. Поэтому проблема нераспространения, связанная с производством кондиционного (оружейного) плутония, решается при эксплуатации ВВЭР(МА) существенно проще, чем для ВВЭР-1000.

Таким образом, расчетные исследования позволяют сделать следующие заключения:

утилизация Np , Am , Cm может быть успешно проведена в энергетическом ВВЭР-1000;

осуществление этого режима не требует каких-либо существенных изменений в конструкции активной зоны реактора;

важной проблемой является усложнение по сравнению с ВВЭР-1000 технологии изготовления ТВС, возникающее из-за необходимости для каждой кампании реактора использовать для изготовления твэлов различную смесь диоксидов обогащенного урана и Np , Am , Cm ;

в целях упрощения технологии изготовления ТВС, по-видимому, целесообразно для кам-

паний реактора, в которых утилизируются Np , Am , Cm , использовать для изготовления твэлов один и тот же состав смеси диоксидов обогащенного урана и Np , Am , Cm .

Работа выполнена при финансовой поддержке Росатома.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Галанин А.Д. Введение в теорию ядерных реакторов на тепловых нейтронах. М.: Энергоатомиздат, 1990.
2. Бергельсон Б.Р., Герасимов А.С., Тихомиров Г.В. Трансмутация долгоживущих актиноидов в энергетических реакторах. — Атомная энергия, 2003, т. 95, вып. 4, с. 295—301.
3. Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Орлов В.В. Гомогенная трансмутация Am , Cm , Np в активной зоне реактора типа БРЕСТ. — Там же, 2000, т. 89, вып. 5, с. 355—361.
4. Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Орлов В.В. Гетерогенная трансмутация Am , Cm , Np в активной зоне реактора типа БРЕСТ. — Там же, 2000, т. 89, вып. 5, с. 362—365.
5. Briesmeister J. MCNP — a General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B. LA-12625-M, March 1997.
6. SCALE: a Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation. NUGER/CR-0200, Rev. 4. ORNL/NUGER/CSD-2/R4, Nov. 1993, v. I—III.

Поступила в Редакцию 26.06.09

УДК 621.039.51

НЕЙТРОННОЕ СЕЧЕНИЕ ДЕЛЕНИЯ ^{243}Cm

Алексеев А.А., Бергман А.А., Берлев А.И., Коптелов Э.А. (ИЯИ РАН, г. Москва), Самылин Б.Ф., Труфанов А.М., Фурсов Б.И., Шорин В.С. (ГНЦ РФ — ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск)

Таблица 3. Масса Np , Am , Cm , Pu , уничтоженных в каждой кампании в одной ТВС, кг

Кампания	Обогащение, %		
	10	20	90
1-я	5	8	12 (2)
2-я	3	6	7 (4)
3-я	1	4	5 (5)
4-я	—	4	5 (5)
5-я	—	4	5 (5)

Трансурановые изотопы (Np , Am , Cm) играют важную роль в трансмутации ядерных отходов на основе реакторных и ускорительных технологий [1, 2]. Деление ядер под действием нейтронов низкой и средней энергии относится к основным процессам трансмутации, поэтому измерение сечений вынужденного деления ядер Np , Am , Cm является одной из приоритетных экспериментальных задач. Трудности измерения связаны с высокой α -активностью исследуемых ядер, необходимостью использовать мишени с