

особенно летучих. Сегрегацию примесей на стадиях горячей обработки предотвращает сокращение длительности пребывания изделий в ($\alpha + \beta$)-области, а также их обработка в β -области. Введение указанных инноваций в изготовление и контроль изделий существенно снизили влияние примесей на свойства циркониевых материалов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ластмен Б., Керз Ф. Металлургия циркония. Пер. с англ. М.: Изд-во иностр. лит., 1959.
2. Займовский А.С., Никулина А.В. Influence of impurities and alloys elements on Zr resistance to high temperature water. — In: Intern. Conf. on Reactor use of Zr (Zr-66). Mariansky Lazny, CzSSR, 1966, p. 183—196.
3. Займовский А.С., Никулина А.В., Решетников Н.Г. Циркониевые сплавы в ядерной промышленности. М.: Энергоатомиздат, 1981.
4. Theaker I., Chonbey R., Moan G. e.a. Fabrication of Zr—2.5Nb pressure tubes to minimize the harmful effects of trace elements. — In: 12th Intern. Symp. Zr in the Nuclear Industry, ASTM STP 1245, 1994, p. 221—242.
5. Никулина А.В. Циркониевые сплавы в атомной энергетике. Металловедение и термическая обработка металлов. М.: Машиностроение, 2004.
6. Charquet D., Alheritiere E. Influence of impurities and temperature on microstructure of zircaloy-2 and zircaloy-4 after the $\beta \rightarrow \alpha$ phase transformation. — In: 7th Intern. Symp. Zr in the Nuclear Industry, ASTM STP 939, 1987, p. 284—291.
7. Ökvist G., Källström K. The effect of zirconium carbide on the $\beta \rightarrow \alpha$ transformation structure in zircaloy. — J. Nucl. Mater., 1970, v. 35, p. 316—321.
8. Meng Xian Ying, Northwood D. Zirconium phosphide precipitates in zircaloy-4. — Ibid., 1984, v. 126, p. 317—320.
9. Quach V., Northwood D. Influence of the phosphorus impurity content on the microstructure of zircaloy-4 air cooled from the high temperature β phase region. — Metallography, 1984, v. 17, p. 191—201.
10. Займовский А.С., Никулина А.В., Решетников Н.Г. Циркониевые сплавы в ядерной промышленности. Изд. 2-е. М.: Энергоатомиздат, 1994.
11. Никулина А.В., Мальгин А.Г., Голиков И.В., Базалиев Е.В. Влияние металлургических факторов на коррозию и потерю пластичности циркониевых оболочечных труб в условиях, моделирующих ЛОСА. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы, 2006, вып. 2(67), с. 73—87.
12. Глинка Н.Л. Общая химия. М.: Химия, 1965.

Поступила в Редакцию 18.09.08

УДК 621.039.512.41

ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК КЛАДКИ УРАН-ГРАФИТОВОГО РЕАКТОРА АИ

Асновский В.Н., Ровный С.И., Глазков С.П., Федоренко Ю.В., Левунин С.Л.,
Цевелев М.П., Кожанов М.Г. (ПО «Маяк», г. Озерск Челябинской обл.),
Буланенко В.И. (ГНЦ РФ — ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск),
Бидуля Л.В. (РНЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва)

Радиационное обследование графитовых кладок остановленных промышленных уран-графитовых реакторов проводится в соответствии с правилами обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации. В статье [1] приведены результаты обследования кладок реакторов АВ-1, -2, -3. Реактор АИ отличается от реакторов типа АВ конструкцией [2] и эксплуатацией. Среди конструктивных отличий следует выделить меньшие размеры кладки и больший диаметр технологического отверстия в графитовых графита были отобраны керны из четырех ячеек, одна из которых является соседней с аварийной ячейкой. Получены экспериментальные данные об удельной активности γ - (^{60}Co , ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{155}Eu , ^{154}Eu , ^{241}Am), β - (^{90}Sr + ^{90}Y , ^{14}C) и α -из-

блоках. По истории эксплуатации отметим частичную разборку кладки и замену графитовых колонн в 1956 г., что явилось необходимой мерой ликвидации последствий аварии с плавлением топлива, и безвтулочный режим работы после 1967 г. В период после разборки кладки имела место одна авария с выходом части топлива в кладку в 1974 г. Эксплуатация АИ прекращена в 1987 г.

В 2003 г. для исследования состава, уровня и распределения радиоактивного загрязнения лучающих нуклидов (^{238}Pu + ^{241}Am , ^{239}Pu + ^{240}Pu , ^{244}Cm).

В состав радиоактивных загрязнений графита входят продукты активации, деления и трансурановые радионуклиды. Последние находятся в основном в районе, близком к аварийной ячейке.

Продукты активации графита и содержащихся в нем примесей распределены по всему объему кладки.

Оценки активности долгоживущих радионуклидов активационного происхождения в графите активной зоны АИ на 2008 г. (19 лет после останова), а также после 30, 50 и 100 лет выдержки приведены в табл. 1 (указаны верхние оценки, соответствующие максимальной концентрации примесных элементов в графите). Значения активности ^{14}C , ^{60}Co получены экспериментально, остальных радионуклидов определены расчетным путем. Содержание ^3H в образцах графита не измеряли из-за отсутствия на ПО «Маяк» соответствующих методик. Предыдущие исследования показали, что расчетным путем получить достоверные оценки содержания ^3H в графите остановленных реакторов невозможно, поэтому в табл. 1 данные о ^3H отсутствуют. Отношение суммарной активности ^{14}C и ^3H в кладках реакторов АВ составляет 40—70 [1]. В течение всего периода планируемой длительной выдержки суммарная активность продуктов активации графита будет определяться в основном ^{14}C .

В 2004 г. с помощью независимых фотонных и нейтронных зондов измерены радиационные поля в 47 ячейках графитовой кладки АИ. Зондирование выполняли как в области аварийной ячейки, так и по всей активной зоне (по регулярной выборочной сетке).

Измерительные каналы для определения мощности экспозиционной дозы γ -излучения и потоков тепловых и быстрых нейтронов были

разработаны ПО «Маяк» на основе камеры ПДИГ-10 и датчиков СНМ-12. Чувствительность канала для измерения мощности экспозиционной дозы определена в аттестованном поле источника ^{60}Co . Для нейтронных измерительных каналов параметры дифференциальной функции отклика (эффективность регистрации, пространственное разрешение, коэффициенты градуировки) определяли в графитовой кладке АВ-1 в фоновой области с низкими потоками нейтронов и фотонов. Измерения проводили аттестованным AmBe-источником быстрых нейтронов. Оцененные поправки, обусловленные различием внутреннего канала ячеек реакторов АИ и АВ-1, оказались статистически незначимыми. Поэтому коррекцию показаний нейтронных измерительных каналов при зондировании кладки АИ не проводили.

Измерения радиационных полей в графитовой кладке, многокомпонентный анализ и расчеты удельных радиационных характеристик радионуклидов позволили оценить массу урана и его распределение в ячейках. По консервативным оценкам вне зоны аварийной ячейки содержится 1,8 кг урана. Суммарная масса урана в кладке АИ составляет 2,75 кг. С учетом того, что на реакторе использовали низкообогащенный уран, а фрагменты топлива имеют большое выгорание, кладка является ядерно безопасной.

В районе аварийной ячейки радиационные характеристики графитовой кладки определяют, в основном, продукты деления и актиноиды, которые образовались в результате длительного облучения фрагментов топлива после аварии. Распределение полей тепловых и быстрых нейтронов в кладке показывает, что после ликвидации последствий аварии во время дальнейшей эксплуатации реактора происходила миграция радионуклидов из аварийной ячейки.

В табл. 2, 3 приведены данные об активности долгоживущих продуктов деления и актиноидов, находящихся в графитовой кладке АИ. Оценки получены в результате расчетного анализа экспериментальных данных по зондированию графитовых кладок. Всего в результате анализа было определено содержание в графите 23 долгоживущих (с периодом полураспада 2 года и более) продуктов деления активностью $5 \cdot 10^6$ — $5 \cdot 10^{13}$ Бк на кладку и 18 актиноидов активностью $4 \cdot 10^3$ — $5 \cdot 10^{12}$ Бк на кладку. В табл. 2, 3 приведены данные о радионуклидах, актив-

Таблица 1. Оценка активности долгоживущих радионуклидов активационного происхождения в графите активной зоны реактора АИ, Бк (радионуклиды ранжированы по активности на 2008 г.)

Нуклид	Период полураспада, лет	Время выдержки после останова, лет			
		19	30	50	100
^{14}C	5370	$1,9 \cdot 10^{13}$	$1,9 \cdot 10^{13}$	$1,9 \cdot 10^{13}$	$1,9 \cdot 10^{13}$
^{36}Cl	$3,02 \cdot 10^5$	$8,2 \cdot 10^{11}$	$8,2 \cdot 10^{11}$	$8,2 \cdot 10^{11}$	$8,2 \cdot 10^{11}$
^{63}Ni	100	$6,9 \cdot 10^{11}$	$6,5 \cdot 10^{11}$	$5,6 \cdot 10^{11}$	$4,0 \cdot 10^{11}$
^{60}Co	5,27	$2,8 \cdot 10^{11}$	$8,5 \cdot 10^{10}$	$6,2 \cdot 10^9$	$8,6 \cdot 10^6$
^{41}Ca	$1,03 \cdot 10^5$	$7,9 \cdot 10^{10}$	$7,9 \cdot 10^{10}$	$7,9 \cdot 10^{10}$	$7,9 \cdot 10^{10}$
$^{93\text{m}}\text{Nb}$	16,13	$7,4 \cdot 10^{10}$	$3,9 \cdot 10^{10}$	$1,4 \cdot 10^{10}$	$1,1 \cdot 10^9$
^{55}Fe	2,68	$2,5 \cdot 10^{10}$	$1,9 \cdot 10^9$	$9,4 \cdot 10^6$	$1,5 \cdot 10^1$
^{94}Nb	$2,03 \cdot 10^4$	$1,3 \cdot 10^{10}$	$1,3 \cdot 10^{10}$	$1,3 \cdot 10^{10}$	$1,3 \cdot 10^{10}$
^{59}Ni	$7,59 \cdot 10^4$	$3,9 \cdot 10^9$	$3,9 \cdot 10^9$	$3,9 \cdot 10^9$	$3,9 \cdot 10^9$

ность которых в настоящее время превышает 10^{10} Бк на кладку.

Т а б л и ц а 2. Суммарная активность долгоживущих продуктов деления в графитовой кладке реактора АИ, Бк

Нуклид	Период полу- распада, лет	Время выдержки после останова, лет			
		19	30	50	100
$^{137}\text{Cs} + ^{137\text{m}}\text{Ba}$	30,02	$3,3 \cdot 10^{13}$	$2,7 \cdot 10^{13}$	$1,7 \cdot 10^{13}$	$5,3 \cdot 10^{12}$
$^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$	29,14	$1,3 \cdot 10^{13}$	$1,1 \cdot 10^{13}$	$6,7 \cdot 10^{12}$	$2,0 \cdot 10^{12}$
^{154}Eu	8,6	$3,9 \cdot 10^{11}$	$1,9 \cdot 10^{11}$	$3,7 \cdot 10^{10}$	$6,6 \cdot 10^8$
^{85}Kr	10,73	$3,4 \cdot 10^{11}$	$1,8 \cdot 10^{11}$	$5,0 \cdot 10^{10}$	$2,0 \cdot 10^9$
^{147}Pm	2,6	$4,8 \cdot 10^{10}$	$4,8 \cdot 10^9$	$2,5 \cdot 10^7$	$4,5 \cdot 10^1$
^{155}Eu	4,96	$6,9 \cdot 10^{10}$	$1,7 \cdot 10^{10}$	$9,1 \cdot 10^8$	$6,2 \cdot 10^5$
^{151}Sm	88,8	$1,4 \cdot 10^{10}$	$1,3 \cdot 10^{10}$	$1,1 \cdot 10^{10}$	$7,7 \cdot 10^9$

Т а б л и ц а 3. Суммарная активность актиноидов в графитовой кладке реактора АИ, Бк

Нуклид	Период полураспада, лет	Время выдержки после останова, лет			
		19	30	50	100
^{244}Cm	18,1	$5,4 \cdot 10^{12}$	$4,0 \cdot 10^{12}$	$1,9 \cdot 10^{12}$	$2,7 \cdot 10^{11}$
^{241}Pu	14,41	$4,7 \cdot 10^{12}$	$3,1 \cdot 10^{12}$	$1,2 \cdot 10^{12}$	$1,1 \cdot 10^{11}$
^{238}Pu	87,76	$4,0 \cdot 10^{11}$	$3,7 \cdot 10^{11}$	$3,7 \cdot 10^{11}$	$3,7 \cdot 10^{11}$
^{241}Am	432,7	$3,0 \cdot 10^{11}$	$3,5 \cdot 10^{11}$	$4,0 \cdot 10^{11}$	$4,1 \cdot 10^{11}$
^{240}Pu	$6,57 \cdot 10^3$	$7,5 \cdot 10^{10}$	$8,0 \cdot 10^{10}$	$8,5 \cdot 10^{10}$	$8,9 \cdot 10^{10}$
^{243}Am	7370	$3,3 \cdot 10^{10}$	$3,3 \cdot 10^{10}$	$3,3 \cdot 10^{10}$	$3,3 \cdot 10^{10}$
^{239}Pu	$2,41 \cdot 10^4$	$1,9 \cdot 10^{10}$	$1,9 \cdot 10^{10}$	$1,9 \cdot 10^{10}$	$1,9 \cdot 10^{10}$

Суммарная активность продуктов активации в графите АИ в 10—40 раз меньше, чем в кладках реактора типа АВ. Это различие вызвано в основном меньшим объемом активной зоны АИ. То же соотношение по продуктам деления составляет 1,5—3 раза. Содержание ^{244}Cm в кладках реакторов типа АВ и АИ различается в 2—7 раз. Активность остальных трансурановых радионуклидов в этих реакторах близка (соотношение составляет от 0,6 до 2,2).

Источниками нейтронов в графитовой кладке остановленного АИ являются фрагменты топлива. Доминирующий вклад в поток нейтронов (~95%) вносит ^{244}Cm . Активность актиноидов в течение первых 100 лет определяется ^{244}Cm , в последующие годы — изотопами плутония и америция.

Наличие большого количества высокоактивных радионуклидов в кладке определяет потоки тепловых, быстрых нейтронов и γ -квантов, которые варьируют в широких пределах. По данным измерений, проводившихся в 2004 г., в ячейках АИ мощность экспозиционной дозы изменяется в пределах $7,9 \cdot 10^{-6}$ — $2,9 \cdot 10^{-9}$ А/кг. Максимальные значения связаны с местами локализации фрагментов топлива в районе аварийной ячейки. На нижней границе кладки вдали от аварийной ячейки мощность дозы находится в пределах $2,2 \cdot 10^{-6}$ — $1,8 \cdot 10^{-7}$ А/кг. На верхней границе разброс невелик: $5,7 \cdot 10^{-8}$ — $7,2 \cdot 10^{-9}$ А/кг. В области нижней и верхней границ кладки мощность экспозиционной дозы отчасти обусловлена активацией материалов опорных конструкций и материалов металлоконструкций, расположенных выше кладки, в основном, ^{60}Co .

По сравнению с реакторами типа АВ мощность дозы γ -излучения в кладке реактора АИ меньше в 30—50 раз в местах локализации фрагментов топлива, в 10—20 раз вблизи нижней границы кладки и более чем в 100 раз вблизи верхней границы. Высокий уровень γ -излучения в кладке остановленного АИ будет сохраняться длительное время и определяться, в основном, ^{137}Cs . В первые 30 лет после прекращения эксплуатации существенный вклад в уровень γ -излучения вносит также ^{60}Co .

Максимальные потоки быстрых нейтронов зарегистрированы в аварийной ячейке, наибольшие потоки тепловых нейтронов — в ячейке, соседней с аварийной. Эти потоки нейтронов непосредственно связаны с местами локализации фрагментов топлива. Потоки нейтронов будут определяться активностью ^{244}Cm и за 100 лет снизятся примерно в 10 раз.

По результатам исследований оформлено заключение о ядерной безопасности кладки и составлен радиационный паспорт на графитовую кладку АИ. Полученные данные необходимы для анализа безопасности и принятия решений о дальнейших этапах вывода реактора из эксплуатации.

Авторы выражают благодарность работникам заводов и Центральной заводской лаборатории ПО «Маяк», выполнившим большой объем экспериментальных работ, и специалистам Си-

бирского химического комбината, осуществившим отбор проб графита из кладки.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Асновский В.Н., Цевелев М.П., Буланенко В.И. и др. Обследование радиационного состояния графитовых кладок промышленных реакторов. — Атомная энергия, 2007, т. 102, вып. 2, с. 113—116.
2. Гончаров В.В., Бурдаков Н.С., Виргильев Ю.С. и др. Действие облучения на графит ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1978.

Поступила в Редакцию 4.08.08

УДК 621.039.54

ФОРМИРОВАНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАЩИТНЫХ ПОКРЫТИЙ, СОВМЕСТИМЫХ С НИТРИДНЫМ ТОПЛИВОМ, НА СТАЛИ ФЕРРИТНО-МАРТЕНСИТНОГО КЛАССА

Орлова Е.А., Гурбич А.Ф., Молодцов С.Л. (ГНЦ РФ — ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск), Орлов В.В., Бозин С.Н., Башкин А.В. (НИКИЭТ им. Н.А. Доллежалея, г. Москва)

БРЕСТ-ОД-300 является опытным образцом ядерной энергетической установки с быстрым реактором нового поколения с внутренне присущей безопасностью [1]. Для отвода тепла выбран химически и радиационно малоактивный высококипящий свинец. Малое замедление нейтронов тяжелым свинцом позволяет разредить решетку твэлов, скомпенсировав низкую скорость прокачки и высокую температуру плавления свинца.

Разработанные для БРЕСТ-ОД-300 твэлы состоят из топливных элементов — таблеток, изготовленных из нитрида урана и плутония, оболочки из стали 16X12ВМСФБР и разделяющего топливо и оболочку зазора, заполненного жидким металлом. Твэлы с нитридным топливом имеют некоторые преимущества по сравнению с моделями, используемыми в других установках. Жидкометаллический внутритвэльный подслон позволяет снизить температуру нитридного топлива до уровня, обеспечивающего его надежную работу при глубоком выгорании с низким распуханием и низким газовыделением. Соответствующая технология разработана. Твэлы испытывали в БОР-60 [2]. Результаты проведения испытаний канала с ТВС мощностью 43,4 кВт, температурой теплоносителя на входе в насос 813 К и на выходе из ТВС 888 К в составе БОР-60 приведены в работе [3]. Повреждающая доза составила 6,5 смещ./ат., выгорание топлива — 0,44% тяж. ат. Видимых коррозион-

ных повреждений и потери герметичности твэлов не обнаружено. Однако требует дальнейшего исследования совместимость жидкометаллического внутритвэльного подслоя с оболочкой твэла в присутствии нитридного топлива.

Для снижения взаимодействия внутритвэльного подслоя с оболочкой твэла в настоящей работе предложен способ самопроизвольного формирования на поверхности стали защитного покрытия нитрида циркония в эвтектике на основе свинца с содержанием 2,25% магния и 0,2% циркония по массе. При этом обеспечивается самозалечивание случайных повреждений покрытия.

Испытания образцов стали 16X12ВМСФБР и близкой к ней по составу основных компонентов Х13М2С2 проводили в молибденовых ампулах с открытой верхней поверхностью в целях анализа выхода компонентов стали в свинцово-магний расплав. Установку обезгаживали до разрежения 10^3 Па, и над расплавом создавали давление аргона или азота, равное 0,1 МПа. Объем газовой полости составлял 0,4 м³. Расплав разогревали до заданной температуры, затем образцы стали плоской конфигурации длиной 51, шириной 5,5, толщиной 0,5 мм или цилиндрической конфигурации с диаметром контактирующей со сплавом части 13 мм погружали в расплав. По окончании испытаний их изымали, не остужая сплава. Плоские и кольцевые диаметром 12 мм образцы стали испытыва-