

Характеристики теплоносителя и температура элементов мишени в максимально нагруженной точке канала СМ

Параметр	Нейтронная ловушка	Д-8, -10	2-21, Д-4, -6			
Перепад давления на канале, кПа	600	600	42	42	5	10
Допустимая тепловая мощность, кВт	30	20	20	30	16	20
Теплоноситель:						
расход, м ³ /ч	2	25	35	35	13	20
скорость, м/с	9,5	4,2	3,3	3,3	1,24	1,9
коэффициент теплоотдачи, 10 ⁴ Вт/(м ² ·°С)	5,8	2,2	2	2	1	1,4
температура, °С:	58	54	52	54	52	60
Температура элементов мишени, °С:						
внешней поверхности оболочки	115	160	175	227	240	230
внутренней поверхности оболочки	220	214	230	310	280	290
внешней поверхности сердечника	430	400	427	490	454	460
центра сердечника при теплопроводности, Вт/(м·°С):						
140	490	440	467	557	490	500
100	542	474	478	572	521	510
Запас температуры оболочки до температуры насыщения, °С	150	104	90	37	24	34
Запас температуры центра сердечника до температуры плавления при теплопроводности, °С:						
140 Вт/(м·°С)	170	220	193	103	170	160
100 Вт/(м·°С)	120	186	182	90	140	150

совпадение с измеренным в реторте — имитаторе канала.

Показана возможность облучения мишеней с трансурановыми элементами в каналах отражателя, которые не предназначены для этого специально. Допустимая тепловая мощность на мишень для каналов диаметром 72 мм составляет 16 и 30 кВт при перепаде давления 5 и 42 кПа соответственно. Запас температуры оболочки мишени до температуры насыщения при этом составляет не менее 25 °С, температуры сердечника до температуры плавления — не менее 90 °С.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Берляев П.В., Симановский Г.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам. М.: ВНИИАМ, 1994.
2. Идельчик И.Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям. 3-е изд., перераб. и доп. Под ред. М.О. Штейнберга. М.: Машиностроение, 1992. 672 с.
3. Чиркин В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники. М.: Атомиздат, 1968. 484 с.
4. Гопорова В.Г., Петелин А.Л. Расчетно-экспериментальное исследование охлаждения устройств в облучательных каналах РУ СМ. — В сб.: Труды ОАО «ГНЦ НИИАР», 2010, вып. 2, с. 20—30.

Поступила в Редакцию 15.12.10

УДК 621.039.573

ПОВЫШЕНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИОННОГО РЕСУРСА ТВС В ВВР-СМ

Салихбаев У.С., Коблик Ю.Н., Досимбаев А.А., Байтелесов С.А., Кунгуров Ф.Р.
(ИЯФ АН РУз, г. Ташкент, Узбекистан)

При эксплуатации ТВС в стационарных режимах работы реактора алюминиевая оболочка твэлов находится под воздействием внешнего давления теплоносителя, внутреннего давления газообразных продуктов деления, механического воздействия распухающего топлива, термических напряжений и др.

Основным фактором, приводящим к разрушению оболочек твэлов при номинальной мощности реактора, является механическое воздействие на оболочку термически расширяющегося топлива [1]. Причиной этого может быть повышенная объемная доля урана (более 3 г/см³) в сердечниках твэлов, а также образование низ-

коплотного соединения Cs_2UO_4 . Опасность разрушения алюминиевых оболочек твэлов в условиях термических циклов работы реактора усугубляется еще и их склонностью к коррозионному растрескиванию под напряжением в присутствии агрессивных продуктов деления, в частности, иода. Основной объем газообразных продуктов деления образуют криптон и ксенон, имеющие малую растворимость в кристаллической решетке диоксида урана (предел растворимости, например, гелия при 700°C составляет $0,25 \cdot 10^{-3} \text{ см}^3$ на 1 см^3) [2]. Некоторая часть газообразных продуктов деления выделяется из твэла через микротрещины в алюминиевой оболочке.

В перечень обязательных условий, регламентирующих безопасную работу реактора, входит наблюдение за составом и количеством выбрасываемых в атмосферу радиоактивных продуктов деления, что напрямую связано с целостностью оболочек ТВС. Это приобретает важное значение и в связи с переводом большинства исследовательских реакторов на новые режимы работы с топливом пониженного обогащения [3].

В статье приводятся результаты измерения активности и состава продуктов деления в воде первого контура, а также в воздушном пространстве под крышкой реактора и в потоке воздуха, выбрасываемого в атмосферу. Эти измерения проводили в целях поиска путей повышения эксплуатационного ресурса ТВС.

Анализ состава газовой среды ВВР-СМ. Пробы воздуха отбирали аспирационным методом, прокачивая воздух через поглотительный патрон в форме сосуда Маринелли со скоростью 15 мл/мин в течение 1 ч при температуре жидкого азота. В качестве сорбента использовали активированный уголь марки 203С и 205С. Предварительно 50 г активированного угля зернистостью 150—200 меш помещали в сушильный шкаф и прокачивали при $150\text{—}170^\circ\text{C}$ в течение 5—6 ч. После остывания в эксикаторе до комнатной температуры его загружали в сорбционный патрон. Непосредственно перед отбором пробы через патрон пропускали аргон со скоростью 1 л/мин.

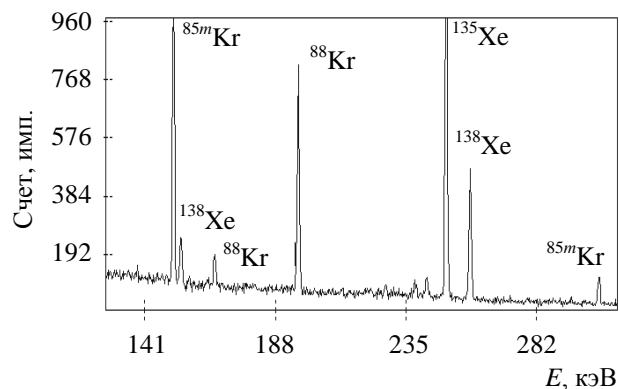
Активность проб воздуха измеряли гамма-спектрометром с особо чистым германиевым детектором GC 1518 (США) и цифровым многоканальным анализатором InSpectr 2000 (США) в

сопряжении с IBM PC-IV. Для обработки информации использовали программу Genie-2000 [4, 5].

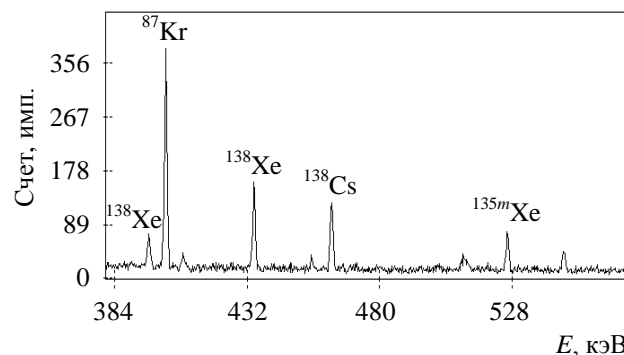
На полученных γ -спектрах видны линии $^{85\text{m}}\text{Kr}$ (151,2, 304,9 кэВ), ^{138}Xe (153,8, 258,31 кэВ), ^{88}Kr (166, 196,3 кэВ), ^{135}Xe (249,8 кэВ) (рис. 1) и ^{138}Xe (396,4, 434,5 кэВ), ^{87}Kr (402,6 кэВ), ^{138}Cs (462,8, 1343 кэВ), $^{135\text{m}}\text{Xe}$ (526,6 кэВ) (рис. 2).

В табл. 1 приведены результаты измерения активности воздуха под крышкой при выводе ВВР-СМ на рабочую мощность. При этом одновременно измеряли радиоактивность воды первого контура и выбрасываемых в атмосферу газообразных продуктов деления. В табл. 2 приведено содержание газообразных продуктов деления в пространстве под крышкой ВВР-СМ при тепловой мощности 10 МВт.

В соответствии с требованиями санитарных правил суммарная активность воздуха под крышкой реактора должна быть не более $1,67 \cdot 10^7 \text{ Бк/м}^3$. Поскольку суммарная активность продуктов деления согласно табл. 2 составляет $5,59 \cdot 10^6 \text{ Бк/м}^3$, то можно обоснованно сделать вывод о стабильном рабочем состоянии активной зоны реактора.



Р и с. 1. γ -Спектр в диапазоне 130—300 кэВ пробы воздуха из-под крышки реактора



Р и с. 2. γ -Спектр в диапазоне 370—600 кэВ пробы воздуха из-под крышки реактора

Таблица 1. Активность выбрасываемых продуктов деления в переходные режимы работы ВВР-СМ

Мощность, МВт	Время выдержки, ч	Время измерения, ч:мин	Мощность дозы воды 1-го контура, мкЗв/с	Активность, Бк/м ³	
				воздуха под крышкой	выбрасываемого воздуха
0	1	15:00	0,2	2,22·10 ⁵	1,85·10 ⁵
		15:40	1,8	2,78·10 ⁵	2,59·10 ⁵
2	1,5	16:10	2	2,26·10 ⁶	7,40·10 ⁵
		16:40	2,2	2,78·10 ⁶	9,25·10 ⁵
		18:30	5	2,92·10 ⁶	6,66·10 ⁵
		19:00	6,2	3,33·10 ⁶	9,25·10 ⁵
3	1,5	19:30	6,2	3,03·10 ⁶	9,99·10 ⁵
		20:00	6,3	3,03·10 ⁶	9,99·10 ⁵
		20:10	9	3,33·10 ⁶	1,18·10 ⁶
		20:40	10	7,77·10 ⁶	1,30·10 ⁶
4	1	21:10	10	7,40·10 ⁶	1,30·10 ⁶
		21:40	10	8,14·10 ⁶	1,30·10 ⁶
		21:50	12	9,25·10 ⁶	1,30·10 ⁶
		22:20	12	9,25·10 ⁶	1,37·10 ⁶
5	1	22:50	12	9,25·10 ⁶	1,37·10 ⁶
		22:55	15	1,33·10 ⁷	1,67·10 ⁶
		23:25	16	1,44·10 ⁷	2,0·10 ⁶
6	1	23:55	16	1,52·10 ⁷	2,04·10 ⁶
		24:00	18	1,78·10 ⁷	2,29·10 ⁶
		00:30	19	1,92·10 ⁷	2,48·10 ⁶
		01:00	19	1,81·10 ⁷	2,48·10 ⁶

Радионуклидный состав воды первого контура реактора. Пробы воды отбирали в процессе работы реактора, а после его останова из хранилищ 2 и 3, а также из пенала стенда индивидуального контроля герметичности оболочек твэлов. Объем пробы для анализа составлял 5 мл. Перед регистрацией γ -спектра образцы выдерживали в течение 1 ч, 1, 3, 5, 7 и 10 сут для снижения активности короткоживущих нуклидов. В качестве контрольного уровня допустимой активности теплоносителя была принята активность от загрязненных ураном поверхностей всех ТВС, загруженных в активную зону. Согласно техническому паспорту допустимое загрязнение поверхности ураном составляет около 10^{-8} г/см² для одной ТВС. Учитывая, что площадь одной ТВС составляет 1,37 м², при 18 ТВС теплоноситель может содержать $2,466 \cdot 10^{-4}$ г урана, что соответствует концентрации $1,76 \cdot 10^{-8}$ г/л.

В табл. 3 приведены результаты измерения содержания радионуклидов в воде первого контура реактора. Видно, что эквивалентная масса урана не превышает уровня загрязнения поверхности ТВС, т.е. свидетельствует о целостности оболочек твэлов.

Для контроля целостности оболочек твэлов, отработавших свой ресурс или загружаемых в активную зону реактора, проводили испытания на специально оборудованном стенде [6]. В табл. 4 приведены результаты измерения активности радионуклидов в пенале стенда на основании радиометрии проб воды. Время выдержки каждой ТВС в пенале стенда составляло 7 сут, после отбора пробы выдерживали в течение 10 мин.

Измерение активности проб воды из хранилищ с отработавшими свой ресурс ТВС не выявило наличия радионуклидов, за исключением ¹³¹I на уровне 18,5 Бк.

Таблица 2. Активность продуктов деления в пространстве под крышкой ВВР-СМ

Нуклид	Энергия γ -линии, кэВ	Активность, Бк/м ³	Погрешность, %
^{85m} Kr	151,35	1,18·10 ⁵	4,5
⁸⁸ Kr	196,32	3,11·10 ⁵	3,1
¹³⁵ Xe	249,17	5,62·10 ⁵	2,9
¹³⁸ Xe	258,31	2,63·10 ⁵	3,2
^{85m} Kr	304,36	5,92·10 ⁴	4,3
⁸⁷ Kr	402,6	1,89·10 ⁵	3,6
¹³⁸ Cs	462,8	1,26·10 ⁵	3,7
^{135m} Xe	526,6	3,33·10 ⁴	4,9
¹³⁸ Cs	546,9	1,37·10 ⁵	3,6
¹³⁷ Cs	605,06	1,44·10 ⁵	3,5
⁸⁹ Rb	657,7	1,22·10 ⁵	3,6
¹³⁷ Cs	661,0	4,81·10 ⁴	4,5
¹³⁴ Cs	795,43	2,59·10 ⁴	4,7
⁸⁸ Kr	834,83	2,92·10 ⁵	3,1
⁸⁷ Kr	845,4	1,89·10 ⁵	3,6
⁸⁹ Rb	947,7	7,77·10 ⁴	4,1
¹³⁸ Cs	1009,8	1,44·10 ⁵	3,8
⁸⁹ Rb	1031,9	5,92·10 ⁴	4,1
⁶⁰ Co	1173,09	2,22·10 ⁴	4,5
⁸⁹ Rb	1248,1	5,92·10 ⁴	4,1
⁴¹ Ar	1293,52	2,96·10 ⁴	4,9
⁶⁰ Co	1333,38	5,92·10 ⁴	4,8
¹³⁸ Cs	1435,9	1,52·10 ⁵	3,8
⁴⁰ K	1460,86	1,11·10 ⁴	4,9
⁸⁸ Kr	1529,8	3,07·10 ⁵	3,1

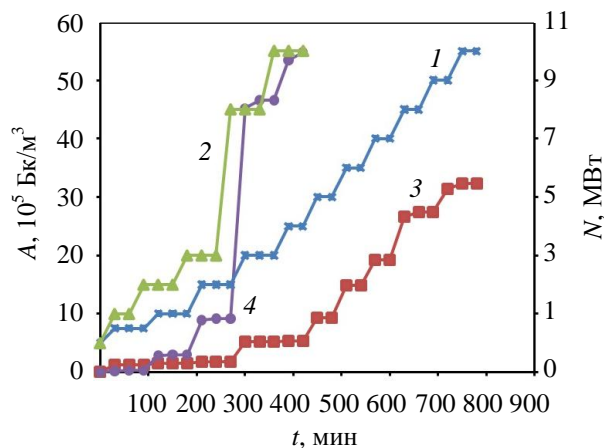
В заключение отметим, что многолетние наблюдения за состоянием ТВС ИРТ-3М в активной зоне реактора и хранилищах ядерного топлива показали отсутствие нарушений целостности оболочек и, следовательно, отсутствие выхода компонентов ядерного топлива и продуктов деления в окружающую среду. Калибровка эффективности регистрации детектором γ -квантов разной энергией осуществлялась с использованием стандартных источников ОСГИ [4—6].

Анализ условий вывода реактора на рабочую мощность. Измерения позволили проанализировать условия вывода реактора на рабочую мощность при использовании ТВС ИРТ-3М. Рутинный режим предусматривает увеличение мощности реактора до номинальной

ступенями в 1, 2, 3, 8 и 10 МВт. Диаграмма изменения мощности реактора показана на рис. 3 кривой 1, соответствующая динамика возрастания активности газообразных продуктов деления — кривой 2. Кривая 3 соответствует модифицированному режиму повышения мощности реактора от 0 до 10 МВт ступенями в 1 МВт с выдержкой 1 ч на каждой ступени. При таком подходе время вывода реактора на рабочую мощность увеличивается почти в 2,3 раза, но активность газовых выбросов (кривая 4) уменьшается в 1,3 раза, что существенно как с экологической точки зрения, так и с точки зрения сохранения эксплуатационных характеристик твэлов.

Измерение герметичности ТВС. Герметичность ТВС напрямую связана со способностью оболочек твэлов удерживать в своем объеме образующиеся продукты деления. Герметичность ТВС в активной зоне реактора является основным барьером, препятствующим распространению радионуклидов в окружающую среду, и, естественно, обуславливает надлежащие радиационные условия для выполнения работ по эксплуатации реактора (перегрузочные и ремонтные работы, некоторые виды технологического контроля), что, в свою очередь, сказывается на благоприятной радиационной обстановке в целом.

При выгорании топлива в ТВС образуется большое количество продуктов деления ²³⁵U. Для их измерения разработан специальный стенд, позволяющий определять герметичность каждой ТВС в отдельности [6]. Герметичность оболочек твэлов ТВС, выгружаемых из актив-



Р и с. 3. Временная диаграмма вывода реактора на рабочую мощность и соответствующая динамика изменения активности газовых выбросов

Т а б л и ц а 3. Содержание радионуклидов в воде первого контура ВВР-СМ

Нуклид	Энергия, кэВ	Содержание			
		Бк		г	
		Мощность ВВР-СМ, МВт			
		11	10	11	10
²³⁹ Np	106	3,33·10 ³	1,85·10 ³	0,45·10 ⁻⁷	0,81·10 ⁻⁷
^{99m} Tc	140,5	1,63·10 ⁸	7,44·10 ⁷	0,41·10 ⁻³	0,18·10 ⁻³
¹⁴¹ Ce	145,4	1,52·10 ⁷	1,15·10 ⁷	0,76·10 ⁻⁴	0,57·10 ⁻⁴
¹⁴⁰ Ba	161	1,15·10 ⁷	3,70·10 ⁵	0,63·10 ⁻²	0,36·10 ⁻³
²³⁹ Np	228,2	2,59·10 ⁸	5,48·10 ⁷	0,17·10 ⁻²	0,37·10 ⁻³
¹³⁵ Xe	249,9	1,48·10 ⁸	1,48·10 ⁸	0,22·10 ⁻³	0,22·10 ⁻³
²³⁹ Np	277,8	2,67·10 ⁸	3,37·10 ⁷	0,19·10 ⁻²	0,41·10 ⁻³
¹³¹ I	284,3	4,48·10 ⁷	2,96·10 ⁶	0,27·10 ⁻³	0,18·10 ⁻⁴
¹⁴³ Ce	293,2	1,48·10 ⁶	1,11·10 ⁶	0,22·10 ⁻⁵	0,18·10 ⁻⁵
¹⁴⁰ La	487	7,40·10 ⁵	3,70·10 ⁵	0,91·10 ⁻⁹	0,54·10 ⁻⁹
¹³⁸ Cs	409	7,44·10 ⁸	9,51·10 ⁷	0,11·10 ⁻²	0,01·10 ⁻²
¹⁰³ Ru	497,9	7,40·10 ⁵	3,70·10 ⁵	0,18·10 ⁻⁸	0,91·10 ⁻⁹
¹³² I	522,7	2,22·10 ⁸	5,77·10 ⁷	0,30·10 ⁻³	0,76·10 ⁻⁴
¹³³ I	529,9	1,85·10 ⁸	4,07·10 ⁶	0,87·10 ⁻³	0,02·10 ⁻⁴
¹⁴⁰ Ba	537,2	4,07·10 ⁶	3,70·10 ⁵	0,23·10 ⁻²	0,38·10 ⁻³
¹³⁴ I	621,8	3,33·10 ⁶	3,70·10 ⁵	0,51·10 ⁻²	0,76·10 ⁻³
¹³¹ Xe	631,2	1,71·10 ⁸	8,18·10 ⁷	0,26·10 ⁻³	0,12·10 ⁻³
¹³² I	668,2	5,96·10 ⁷	4,48·10 ⁷	0,35·10 ⁻³	0,21·10 ⁻⁴
⁹⁵ Zr	728,4	1,11·10 ⁶	3,70·10 ⁷	0,18·10 ⁻⁴	0,6·10 ⁻⁵
⁹⁵ Zr	756,4	1,11·10 ⁶	3,70·10 ⁷	0,19·10 ⁻⁴	0,62·10 ⁻⁵
⁹⁵ Nb	0,764	1,11·10 ⁶	3,70·10 ⁷	0,17·10 ⁻⁴	0,42·10 ⁻⁵
¹³² I	772,8	5,22·10 ⁷	3,74·10 ⁷	0,31·10 ⁻³	0,19·10 ⁻⁴
¹⁴⁰ La	814,9	1,70·10 ⁷	1,18·10 ⁷	0,81·10 ⁻⁴	0,59·10 ⁻⁴
¹³² I	954,8	3,44·10 ⁸	9,66·10 ⁷	0,17·10 ⁻²	0,42·10 ⁻³
⁴¹ Ar	1294	1,56·10 ⁸	3,03·10 ⁷	0,81·10 ⁻³	0,18·10 ⁻³
²⁴ Na	1368	5,92·10 ⁸	4,44·10 ⁸	0,42·10 ⁻²	0,32·10 ⁻²

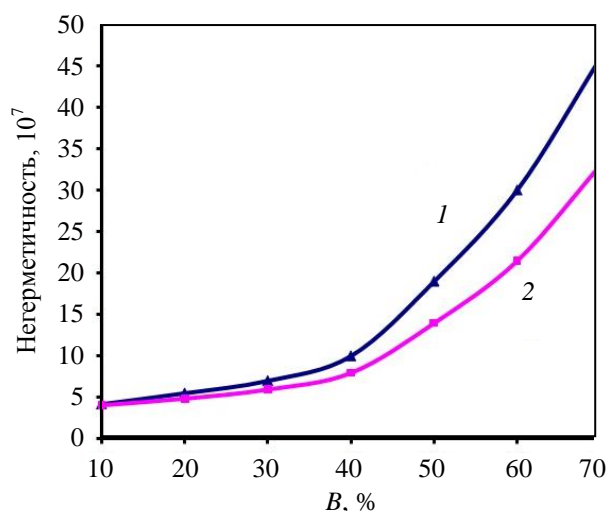
Т а б л и ц а 4. Активность радионуклидов в воде испытательного стенда после выдержки ТВС в течение 7 сут, Бк/м³

Номер ТВС	⁹⁹ Mo, 10 ³	¹³³ Ba, 10 ⁴	¹³⁵ Xe, 10 ⁴	⁵⁹ Fe, 10 ⁵	²⁴ Na, 10 ⁵	¹³³ I, 10 ⁵	²²⁷ Th, 10 ⁴
1	8,88	5,18	4,07	6,18	1,59	2,11	4,07
2	5,92	1,85	1,48	7,36	2,11	1,04	7,77
3	8,88	4,07	4,07	4,11	0,89	1,0	4,07
4	10,7	4,44	1,11	3,11	1,3	2,11	4,44
5	7,77	6,66	0,74	7,18	1,7	3,03	7,77
6	8,14	2,96	2,22	0,96	1,41	1,18	4,07
7	8,51	3,33	2,96	5,14	2,11	3	8,51
8	7,4	6,29	2,22	8,18	1,18	0,41	11,5

ной зоны, определяется путем их выдержки в заполненном водой пенале с последующим спектрометрическим анализом проб этой воды.

С учетом выгорания ²³⁵U в ТВС и связанного с ним выхода продуктов деления в теплоноситель проанализирована герметичность оболочек. Для двух рассматриваемых режимов вывода реактора на рабочую мощность на рис. 4 приведены кривые, характеризующие степень разгерметизации оболочек по мере вывода реактора на номинальную мощность по используемому (кривая 1) и рекомендуемому режиму (кривая 2). Видно, что при предлагаемом варианте повышения мощности реактора выгорание ²³⁵U в ТВС ИРТ-3М 36%-ного обогащения можно существенно повысить — от 55—60 до 70% [7].

Заключение. Представленные в работе результаты измерений некоторых физико-технических характеристик ВВР-СМ позволили предложить измененный режим вывода на рабочую мощность. Эти изменения связаны с увели-



Р и с. 4. Состояние оболочек ТВС ИРТ-3М в зависимости от выгорания ^{235}U

чением продолжительности переходного периода при выходе на мощность, но позволяют существенно уменьшить тепловую нагрузку на твэлы и, как следствие, улучшить радиационную обстановку на реакторе и в окружающей среде. Более того, есть основания полагать, что выгорание ^{235}U в ТВС ИРТ-3М можно довести до 70% вместо проектного 40% и при этом в

1,4 раза снизить риск разгерметизации алюминиевой оболочки твэлов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Решетников Ф.Г., Бибилашвили Ю.К., Кушаковский В.И. Проблемы создания топлива для энергетических ядерных реакторов. — Атомная энергия, 1978, т. 45, вып. 6, с. 426—428.
2. Ластман Б. Радиационные явления в двуокиси урана. М.: Атомиздат, 1964.
3. Досимбаев А.А. Конверсия реактора ВВР-СМ АН РУз на использование диоксид-уранового топлива 36%-ного обогащения изотопом ^{235}U . Автореф. дис. на соискание ученой степени канд. техн. наук. ИЯФ АН РУз, Ташкент, 2009.
4. Baytelesov S.A., Dosimbaev A.A., Koblik Yu.N. et al. About some characteristics of WWR-SM reactor at work with the low enriched nuclear fuel. — J. Nucl. Rad. Phys., 2006, v. 1, № 2, p. 119—127.
5. Досимбаев А.А., Байтелесов С.А., Коблик Ю.Н., Салихбаев У.С. Активность воды и воздуха при работе реактора ВВР-СМ с топливом 36%-ного обогащения ^{235}U . — Известия РАН. Серия физ., 2009, т. 73, № 2, с. 283—286.
6. Досимбаев А.А., Байтелесов С.А., Коблик Ю.Н. и др. Установка контроля герметичности оболочек ТВС. — В сб.: Межд. конф. «Ядерная и радиационная физика». Алматы, Казахстан, 2008, с. 649—650.

Поступила в Редакцию 9.08.10

УДК 621.039.524.4-97.519.86

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТЕЙ КОРРЕЛЯЦИОННОГО МЕТОДА ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПАРАМЕТРОВ ДВУХФАЗНОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ ВК-50

Семидоцкий И.И., Антонов С.Н., Жителев В.А., Котов Н.П. (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград),
Махин В.М. (ОАО ОКБ «Гидропресс», г. Подольск, Московская обл.),
Кебадзе Б.В., Шурупов В.А. (ГНЦ РФ — ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск)

В системах внутризонного контроля корпусных кипящих реакторов широко используются корреляционные методы измерения расхода теплоносителя, основанные на оценке времени запаздывания сигнала между аксиально расположенными датчиками. Одна из наиболее распространенных схем такого измерения — определение взаимных вероятностных характеристик флуктуаций нейтронного потока с помощью расположенных в активной зоне неподвижных датчиков локальной нейтронной мощности на основе, например, детекторов прямого заряда [1, 2].

Другим вариантом является использование подвижных сдвоенных детекторов с относительно небольшим расстоянием между ними.

Такие датчики позволяют определить зависимость скорости распространения возмущения нейтронного потока по высоте активной зоны от локальной структуры потока пароводяной смеси. В настоящей статье представлены результаты высотных измерений при внутризонном контроле энерговыделения ВК-50 [3].

Обзор зарубежных исследований. Использование взаимной корреляционной функции токов разнесенных по высоте датчиков для определения параметров пароводяного потока в активной зоне корпусных кипящих реакторов восходит к началу 1970 гг., когда появились публикации о результатах измерений на АЭС «Линген» (ФРГ) [4], «Гарильяно» (Италия) [5], «Фукусима-1» (Япония) [6] и др. Методологи-