

9. Ерыкалов А.Н., Кузьминов В.В., Петров Ю.В. Время жизни поколения мгновенных нейтронов исследовательского реактора с тяжеловодным отражателем. — Атомная энергия, 1995, т. 79, вып. 6, с. 458—461.
10. Ерыкалов А.Н., Котова Л.М., Кузьминов В.В., Петров Ю.В. Особенности кинетики нейтронов исследова-

тельских реакторов с тяжеловодным отражателем: Препринт ПИЯФ 2042, 1995.

11. Онегин М.С. Запаздывающие фотонейтроны и их роль в реакторе ПИК: Препринт ПИЯФ 2802, 2009. 29 с.

Поступила в Редакцию 2.03.17

УДК 621.039.51

ОЦЕНКА РАДИАЦИОННЫХ ПОСЛЕДСТВИЙ ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ ДЛЯ ИРТ МИФИ

Сахаров В.К., Щуровская М.В., Алферов В.П., Гераскин Н.И., Портнов А.А. (НИЯУ МИФИ, г. Москва)

В настоящей статье проанализированы радиационные последствия запроектной аварии ИРТ МИФИ, вызванной блокировкой проходного сечения теплоносителя в ТВС посторонним предметом. Эта работа является частью анализа безопасности ИРТ МИФИ с высокообогащенным урановым топливом и при конверсии на использование ТВС ИРТ-3М с топливным сердечником на основе сплава U—9% Мо в алюминиевой матрице обогащением 19,7% [1]. На предыдущем этапе работы были проанализированы аварии, вызванные несанкционированным вводом положительной реактивности и нарушением циркуляции теплоносителя [2, 3].

Целями настоящей работы являются сравнение радиационных последствий постулированной аварии и оценка дозовых нагрузок на население при разных сценариях ее развития для реактора с высокообогащенным и перспективным низкообогащенным топливом [4]. Анализ проведен с использованием приближенных консервативных оценок.

Исходные данные. При анализе аварии с блокировкой проходного сечения теплоносителя в ТВС для реакторов типа ИРТ и зарубежных реакторов с топливом пластинчатого типа обычно постулируют расплавление от нескольких топливных пластин до 10% активной зоны [5, 6]. В настоящей работе рассмотрено расплавление одной восьмитрубной ТВС (примерно 6% активной зоны), ранее проанализированное в отчете по обоснованию безопасности ИРТ МИФИ. Изотопный состав ТВС ИРТ-3М с высоко- и низкообогащенным топливом выгоранием 50% рассчитан при работе на мощности 250 кВт/ТВС в течение 483 и 683 сут соответственно с помощью программы MCU-PTR [7]. Активность слабопоглощающих и короткоживущих радионуклидов, отсутствующих в списке

изотопов программы MCU-PTR, рассчитана, исходя из их выхода при делении и постоянной радиоактивного распада, а также мощности ТВС. Рассмотрено 54 основных дозообразующих нуклида [6]. В табл. 1 приведена расчетная активность радионуклидов, вклад которых в суммарную активность более 0,5%. Суммарная активность одной ТВС с высоко- и низкообогащенным топливом составила $1,31 \cdot 10^4$ и $1,28 \cdot 10^4$ ТБк соответственно. Активность долгоживущих нуклидов в низкообогащенном топливе немного выше, так как при выгорании 50%

Таблица 1. Активность радионуклидов одной ТВС с высоко- и низкообогащенным топливом, 10^{14} Бк

Изотоп	Обогащение топлива, %		Изотоп	Обогащение топлива, %	
	90	19,7		90	19,7
^{83m}Kr	0,42	0,39	^{86}Br	1,24	1,14
^{85m}Kr	1,0	0,93	^{87}Br	1,57	1,45
^{85}Kr	0,02	0,02	^{137}Cs	0,14	0,2
^{87}Kr	1,98	1,84	^{138}Cs	5,2	5,13
^{88}Kr	2,75	2,54	^{127}Te	0,12	0,15
^{89}Kr	3,5	3,21	^{129}Te	0,4	0,47
^{131m}Xe	0,03	0,03	^{131m}Te	0,32	0,38
^{133m}Xe	0,15	0,15	^{131}Te	1,98	2,02
^{133}Xe	5,06	4,9	^{132}Te	3,38	3,32
^{135m}Xe	0,85	0,91	^{133}Te	2,37	2,36
^{135}Xe	0,86	1,22	^{134}Te	5,4	5,2
^{131}I	2,24	2,23	^{91}Sr	4,52	4,21
^{132}I	3,34	3,44	^{103}Ru	2,32	2,55
^{133}I	5,19	5,22	^{140}Ba	4,79	4,55
^{134}I	6,07	6,03	^{91}Y	4,48	4,07
^{135}I	4,81	4,65	^{95}Zr	4,78	4,49
^{83}Br	0,42	0,39	^{95}Nb	4,96	4,71
^{84}Br	0,76	0,71	^{143}Ce	4,62	4,47
^{85}Br	0,99	0,93			

масса выгоревшего ^{235}U больше из-за его большей исходной загрузки. Активность короткоживущих нуклидов немного выше в высокообогащенном топливе, в основном, за счет различия в их кумулятивном выходе при делении ^{235}U и ^{239}Pu . Доля делений ^{239}Pu в общем числе делений при выгорании 50% равна 0,009 и 0,12 для высоко- и низкообогащенного топлива соответственно.

Оценка выхода радионуклидов из топлива в воду. Для дисперсных композиций $\text{UO}_2\text{—Al}$ и UMo—Al , используемых в ТВС ИРТ-3М с высоко- и низкообогащенным топливом соответственно, нет экспериментальных данных о выходе продуктов деления при расплавлении твэлов, поэтому он может быть оценен только на экспериментальном материале для других видов уран-алюминиевого дисперсного топлива. Экспериментальные данные для уран-алюминиевого пластинчатого топлива из сплава U—Al и дисперсных композиций $\text{UAl}_x\text{—Al}$, $\text{U}_3\text{O}_8\text{—Al}$ и $\text{U}_x\text{Si}_y\text{—Al}$ показывают похожее поведение при нагревании: выход газообразных продуктов деления начинается при блистеринге алюминиевой оболочки или ее плавлении [6, 8]. Большая часть оставшегося газа выходит при температуре плавления алюминиевой матрицы 640—660 °С. При 700 °С наблюдается 100%-ный выход газообразных продуктов деления для всех исследованных видов уран-алюминиевого пластинчатого топлива, несмотря на то что топливные частицы дисперсных композиций имеют разную температуру плавления, в том числе больше 700 °С [8]. Это объясняется тем, что все топливные композиции при температуре более 600 °С вступают в химические реакции с алюминиевой матрицей с образованием интерметаллидов $\text{UAl}_4\text{—Al}$, что изменяет их первоначальные свойства. Таким образом, можно сделать вывод, что для топлива типа UMo—Al и $\text{UO}_2\text{—Al}$, которое при нагревании также реагирует с матрицей с образованием интерметаллидов, выход газообразных продуктов деления при расплавлении матрицы подобен другим видам уран-алюминиевого топлива.

Для оценки радиационных последствий аварии ИРТ МИФИ с высоко- и низкообогащенным топливом была выбрана следующая доля вышедших из топлива в воду бассейна радионуклидов: радиоактивные благородные газы 1, I,

Cs, Te 0,27, Ba, Sr, Ru 0,03, другие 0,001 [6]. Предполагали мгновенный выход.

Оценка выхода радионуклидов из воды бассейна. Продукты деления из расплавленной части активной зоны поступают в воду бассейна реактора, затем частично выходят в воздух реакторного зала. Значительная часть радиоактивных благородных газов и еще большая часть изотопов иода и аэрозолей будет задержана водой. В инцидентах и экспериментах с расплавлением небольшой части активной зоны без выброса пара выход радиоактивных благородных газов составил 0,5—1,5% [6] и до 3% [9], иода $4\cdot 10^{-4}$ —0,01% [6]. В настоящей работе рассмотрены два варианта выхода радионуклидов из воды бассейна в воздух: мгновенный выход радиоактивных благородных газов — 0,02, I, Cs, Te — 10^{-4} , других — 10^{-6} , постепенный с постоянным выходом $1\cdot 10^{-6}$ и $3\cdot 10^{-10} \text{ с}^{-1}$ радиоактивных благородных газов и иода соответственно, выход остальных радионуклидов предполагали таким же, как в первом варианте.

Сценарии выхода радионуклидов в окружающую среду. Выброс радионуклидов в окружающую среду зависит от организации системы вентиляции. На ИРТ МИФИ имеется общеобменная вытяжная вентиляция, которая состоит из нескольких частей, обслуживающих реакторный зал, технологические помещения реактора и лабораторную часть здания. Удаляемый этими системами воздух выбрасывается через общую шахту, заканчивающуюся над зданием реактора на высоте 21,5 м. Имеется также система специальной вытяжной вентиляции, предназначенная для забора воздуха от мест выделения радиоактивных веществ. Воздух, очищенный системой специальной вытяжной вентиляции, по воздуховодам, проложенным в защитной выбросной шахте, поступает в выбросную трубу с устьем на высоте 40 м.

План аварийных мероприятий ИРТ МИФИ при рассматриваемой аварии включает остановку контуров охлаждения, удаление персонала из реакторного зала и технологических помещений, выключение общеобменной вентиляции, подключение аварийных угольных фильтров системы спецвентиляции. Отключение спецвентиляции не предусмотрено, поэтому в первом сценарии спецвентиляция продолжает работать (общеобменная вентиляция отключена). Более распространенным вариантом рассмотрения

аварий подобного рода является сценарий с полным отключением вентиляции, поэтому был также рассмотрен сценарий с отключением и общеобменной, и спецвентиляции. В рассмотренных сценариях наличие фильтров консервативно не учитывалось.

В сценарии 1 предполагали мгновенный выход из воды бассейна в надреакторное пространство объемом примерно 9 м^3 , затем в атмосферу со скоростью $1,1 \text{ м}^3/\text{с}$ (расход воздуха в системе спецвентиляции) из трубы высотой 40 м. В сценарии 2 предполагали мгновенный (сценарии 2.1 и 2.2) или постепенный выход (сценарий 2.3) из воды бассейна в реакторный зал и отключение спецвентиляции сразу после аварии. Реактор не имеет защитной оболочки, в зале есть открытые в окружающую среду участки. При отключенной общеобменной и спецвентиляции основная часть воздуха из реакторного зала будет уходить через общую выбросную шахту. Шахта имеет поперечный размер $\sim 0,7 \times 0,7 \text{ м}$. Тяга воздуха в шахте зависит от скорости ветра. Для сценариев 2.1 и 2.3 выход воздуха через выбросную шахту был принят равным 20% в сутки, что при объеме реакторного зала 6000 м^3 соответствует скорости через выбросную шахту $50 \text{ м}^3/\text{ч}$ (табл. 2). Высота выброса принята равной высоте здания реактора 20 м. Рассмотрен также вариант со 100%-ной утечкой за сутки (сценарий 2.2).

Описание модели. Для расчета переноса примесей в приземном слое атмосферы использована модель Пасквилла, основанная на гауссо-

вом распределении [10]. Приземную концентрацию примеси в зависимости от времени для каждого радионуклида рассчитывали с параметрами из табл. 2 с учетом радиоактивного распада и скорости ухода воздуха из реакторного зала (сценарии 2.1, 2.2 и 2.3) или надреакторного пространства (сценарий 1). Для сценария 2.3 учитывали также скорость выхода радиоактивных благородных газов и йода из воды бассейна в воздух реакторного зала.

Приземную концентрацию радионуклидов в воздухе рассчитали для шести категорий устойчивости атмосферы на расстоянии от источника выброса 100—2000 м при среднегодовой скорости ветра для местоположения реактора ИРТ МИФИ $1,5 \text{ м/с}$. Для оценки дозовых нагрузок выбрали максимальную среди всех категорий погоды функцию разбавления (категория погодных условий А для сценария 1 и F для сценариев 2.1, 2.2 и 2.3). Плотность загрязнения поверхности земли оценили на основе скорости сухого оседания и постоянной вымывания для всех сценариев, кроме первого. Поверхностная активность почвы за счет сухого оседания радионуклидов для рассматриваемых случаев пренебрежимо мала. Основной вклад в загрязнение поверхности в рассматриваемых случаях вносят ^{131}I и ^{137}Cs , выпавшие вследствие мокрого оседания. Основной выброс происходит за 15, 5 и 60 сут для сценариев 2.1, 2.2 и 2.3 соответственно. Интервал времени мокрого оседания ^{131}I и ^{137}Cs выбран равным 10% времени выброса (1,5, 0,5 и 6 сут для сценариев 2.1, 2.2 и 2.3 со-

Т а б л и ц а 2. Параметры сценариев

Параметр	Сценарий			
	1	2.1	2.2	2.3
Спецвентиляция	Есть	Нет	Нет	Нет
Выход, с^{-1} :				
радиоактивные благородные газы	0,02	0,02	0,02	$1 \cdot 10^{-6}$
I	$1 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-4}$	$3 \cdot 10^{-10}$
Cs, Te	$1 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-4}$
другие	$1 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-6}$
Скорость выброса воздуха в атмосферу, $\text{м}^3/\text{с}$	1,1	0,0139	0,0694	0,0139
Постоянная выброса воздуха в атмосферу, с^{-1}	0,12	$2,315 \cdot 10^{-6}$	$1,157 \cdot 10^{-5}$	$2,315 \cdot 10^{-6}$
Эффективная высота выброса, м	47	20	20	20
Функция разбавления*, $\text{с}/\text{м}^3$	$6 \cdot 10^{-5}$	$1 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-3}$
Скорость дыхания, $\text{м}^3/\text{с}$	$3,3 \cdot 10^{-4}$	$2,3 \cdot 10^{-4}$	$2,3 \cdot 10^{-4}$	$2,3 \cdot 10^{-4}$

*Для высоты шероховатости 1 м и скорости ветра $1,5 \text{ м/с}$.

Годовую ожидаемую эффективную дозу внутреннего облучения населения, обусловленную ингаляционным поступлением радионуклидов из приземного атмосферного воздуха в организм человека, рассчитывали с использованием дозовых коэффициентов, приведенных в НРБ-99/2009 [11]. Для сценария 1 использовали

Исследования проведены совместно с Аргоннской национальной лабораторией (США) в рамках контракта № 0J-30402. Авторы выражают благодарность коллегам за плодотворное сотрудничество.

Таблица 3. Эффективная доза внешнего и внутреннего облучения населения, мЗв

Облучение	Сценарий							
	1		2.1		2.2		2.3	
Внешнее:								
облако	0,091*	0,085**	0,017	0,016	0,052	0,051	0,150	0,147
почва	0	0	0,041	0,041	0,053	0,053	0,072	0,072
Внутреннее	0,011	0,011	0,084	0,084	0,116	0,116	0,232	0,230
Суммарное	0,122	0,116	0,142	0,141	0,221	0,219	0,448	0,449
*,**Высоко- и низкообогатненное топливо соответственно.								

Т а б л и ц а 4. Вклад изотопов в дозу внешнего и внутреннего облучения населения, %

Изотоп	$T_{1/2}$	Сценарий			
		1	2.1	2.2	2.3
Внешнее облучение					
^{85m}Kr	4,48 ч	1,4	2,3	3,1	0,3
^{87}Kr	1,27 ч	13,8	6,6	10,1	0,2
^{88}Kr	2,84 ч	38,3	40,4	57,4	3,3
^{89}Kr	3,15 мин	39,3	0,8	1,3	0
^{131m}Xe	11,9 сут	0	0,1	0	0,4
^{133m}Xe	2,19 сут	0,1	0,7	0,4	0,8
^{133}Xe	5,24 сут	2,2	42,7	20,2	93,4
^{135m}Xe	15,3 мин	3	0,3	0,5	0
^{135}Xe	9,10 ч	1,9	6,1	7	1,5
Внутреннее облучение					
^{131}I	8,04 сут	77,6	83,3	79,5	91,5
^{127m}Te	109 сут	0,1	0,1	0,1	1,5
^{131m}Te	1,35 сут	0,9	0,4	0,7	0,1
^{132}Te	3,26 сут	21,1	15,7	19,4	7
^{137}Cs	30,17 года	0,3	0,5	0,4	0,2

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Алферов В.П., Крючков Э.Ф., Портнов А.А., Щуровская М.В. Анализ технической осуществимости конверсии ИРТ МИФИ на использование низкообогащенного топлива. — Атомная энергия, 2012, т. 112, вып. 5, с. 298—302.
2. Щуровская М.В., Алферов В.П., Портнов А.А., Радаев А.И. Расчет реактивных аварий ИРТ МИФИ для обоснования конверсии на использование низкообогащенного топлива. — Там же, 2014, т. 117, вып. 2, с. 63—69.
3. Щуровская М.В., Алферов В.П., Гераскин Н.И., Портнов А.А. Расчет проектных аварий с нарушением циркуляции теплоносителя для ИРТ МИФИ. — Там же, 2016, т. 120, вып. 1, с. 13—16.
4. Izhutov A.L., Starkov V.A., Pimenov V.V. et al. Lifetime testing of two IRT-3M (high density U—9%Mo) LEU lead test assemblies in the MIR research reactor. — In: 37th Intern. Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors RERT 2016. Belgium, 23—27 October, 2016.
5. Байтелесов С.А., Досимбаев А.А., Кунгуров Ф.Р., Салихбаев У.С. Расчет аварийных ситуаций при конверсии исследовательского реактора ИЯФ АН РУз. — Атомная энергия, 2008, т. 104, вып. 6, с. 339—343.
6. Derivation of the Source Term and Analysis of Radiological Consequences for Research Reactor Accidents. IAEA Saf. Rep. Ser. № 53. Vienna: IAEA, 2008.
7. Алексеев Н.И., Гомин Е.А., Марин С.В. и др. Программа MCU-PTR для прецизионных расчетов исследовательских реакторов бассейнового и бакового типов. — Атомная энергия, 2010, т. 108, вып. 3, с. 123—127.
8. Stahl D., Snelgrove J. Fission product release from alloy, aluminide, oxide and suicide fuels. Research Reactor Core Conversion Guidebook, v. 4, Appendix J-5.1. IAEA-TECDOC-643. Vienna: IAEA, 1992, p. 413—417.
9. Smith R. Radiological consequences of BORAX/SPERT/SNAPTRAN experiments. — Nucl. Technol., 1981, v. 53, p. 147—154.
10. Гусев Н.Г., Беляев В.А. Радиоактивные выбросы в биосфере. Справочник. М.: Энергоатомиздат, 1991. 255 с.
11. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). Санитарные правила и нормативы. СанПиН 2.6.1.2523-09. М., Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. 100 с.

Поступила в Редакцию 22.11.16