

К вопросу об объеме индивидуального дозиметрического контроля на реакторах

Ю. В. ЧЕЧЕТКИН, И. Г. КОБЗАРЬ, П. И. КОТИКОВ, В. Д. МОШКИН

УДК 519.62.06

Лица, работающие на ядерных реакторах, подвергаются, как правило, воздействию комплекса радиационноопасных факторов: внешнему облучению потоками γ -квантов, нейтронов, β -частиц и внутреннему облучению за счет радиоактивных веществ, попавших внутрь организма. Вклад каждого вида облучения зависит от типа ядерной установки, режима работы и других условий. Для определения оптимального объема дозиметрического контроля и оценки характера комплексного радиационного воздействия необходимо знать вклад отдельных компонентов облучения в суммарную дозу. В данной работе такие оценки сделаны для лиц, работающих на ядерных реакторах СМ-2, МИР и ВК-50 Института атомных реакторов им. В. И. Ленина (г. Мелекес).

Исследовательский водо-водяной реактор СМ-2 мощностью 75 Мвт предназначен для облучения реакторных материалов, исследования свойств материалов в процессе облучения, получения трансурановых элементов и др. На погружном реакторе МИР канального типа мощностью 100 Мвт проводятся испытания твэлов энергетических установок. Кипящий водо-водяной реактор ВК-50 мощностью 150 Мвт с контуром естественной циркуляции воды внутри корпуса сооружен для осуществления исследовательских работ и накопления опыта эксплуатации кипящих реакторов.

Для определения вклада отдельных компонентов в суммарную дозу облучения контролируемому персоналу выдавались индивидуальные дозиметры типа ИФКУ. Этот дозиметр позволяет измерять дозы γ -квантов с энергией 0,1—3 Мэв, β -частиц с энергией выше 1 Мэв и тепловых нейтронов [1, 2]. В дозиметре ИФКУ использовалась пленка типа РМ-1, которая

дает возможность определять дозы в диапазоне 0,05—2 бэр.

Одна из особенностей внешнего β -облучения организма человека состоит в том, что вследствие различного поглощения β -частиц облучению подвержены органы, расположенные вблизи поверхности тела: кожа, подкожные ткани и хрусталик глаза. Глубина залегания этих органов, их радиочувствительность и предельно допустимые дозы облучения различны. На основании данных работы [2] в качестве критического органа при внешнем β -облучении был выбран хрусталик глаза, а дозиметр ИФКУ, регистрирующий β -излучение, был экранирован тканезквивалентным слоем толщиной 300 мг/см².

В табл. 1 приведены результаты выполненных замеров настоящей работы измерений и анализа загрязненности рабочих мест β -излучателями различных энергий (по величине граничной энергии действующего спектра β -излучения). Для этих условий проведена оценка степени облучения кожи, подкожных тканей и хрусталика глаза в долях предельно допустимых уровней (ПДУ). При оценке использовались соотношения изотопов, полученные в эксперименте.

В табл. 2 представлены зарегистрированные среднегодовые и максимальные дозы облучения персонала упомянутых реакторов в 1967—1969 гг. Эти величины включают облучение в периоды нормальной эксплуатации установок и планово-предупредительных работ и ремонтов.

Из анализа этих данных можно сделать следующие выводы.

1. Облучением персонала тепловыми нейтронами (на всех трех реакторах) можно пренебречь; случаи

Оценка степени облучения кожи, подкожной ткани и хрусталика глаза по уровням загрязнения и спектру β -излучения в местах проведения ремонтных работ на реакторах СМ-2, МИР и ВК-50

Таблица 1

Реактор	Действующий спектр β -излучения		Уровень загрязнения, $\text{частиц}/150 \text{ см}^2 \cdot \text{мин}$	Степень облучения в долях ПДУ			Основные изотопы
	интервал энергии, Мэв	вклад, %		кожа	подкожные ткани	хрусталик глаза	
СМ-2	0—0,1 0,1—1,4 Более 1,4	10—15 50—80 15—40	$(2 \div 3) \cdot 10^5$	0,025—0,028 0,058—0,14 0,039—0,046	~ 0 0,066—0,15 0,086—0,11	~ 0 0,018—0,042 0,24—0,29	Cr ⁵¹ , Co ⁶⁰ , Zr ⁹⁵ + + Nb ⁹⁵ , Ru ¹⁰⁶ + + Rh ¹⁰⁶ , Ce ¹⁴⁴ + + Pr ¹⁴⁴
МИР	0—0,1 0,1—1,4 Более 1,4	20—30 65—70 10—15	$(0,6 \div 1,0) \cdot 10^5$	0,015—0,031 0,032—0,055 0,005—0,008	~ 0 0,036—0,062 0,013—0,018	~ 0 0,01—0,017 0,035—0,048	То же
ВК-50	0—0,1 0,1—1,4 Более 1,4	25—40 40—50 15—25	$(1,5 \div 2,1) \cdot 10^4$	0,008—0,009 0,005—0,01 0,003—0,005	~ 0 ~ 0,01—0,01 0,007—0,011	~ 0 0,002—0,003 0,02—0,03	Co ⁶⁰ , Zn ⁶⁵ , Ru ¹⁰⁶ + + Rh ¹⁰⁶ , Ce ¹⁴⁴ + + Pr ¹⁴⁴

Дозы облучения персонала реакторов в 1967—1969 гг.

Таблица 2

Реактор	Год	Доля лиц из персонала (%), получивших в течение года дозу, бэр			Средняя годовая доза облучения одного человека, бэр			$\frac{\bar{D}_\beta}{\bar{D}_\gamma}$	Максимальная годовая доза облучения одного человека, бэр				$\frac{D_{\beta\max}}{D_{\gamma\max}}$
		менее 1,0	1—2,5	2,5—5	\bar{D}_β	\bar{D}_γ	$\bar{D}_{т.н.}$		$D_{\beta\max}$	$D_{\gamma\max}$	$D_{т.н.\max}$	Σ^*_{\max}	
СМ-2	1967	43	50	7	0,15	1,04	—	0,14	0,47	3,88	0,05	4,35	0,12
	1968	48	43	9	0,07	1,29	—	0,05	0,93	3,24	0,05	4,2	0,29
	1969	77	22	1	0,02	0,97	—	0,02	0,45	3,1	—	3,25	0,14
МИР	1967	98	2	—	0,05	0,54	—	0,09	0,06	1,02	—	1,08	0,06
	1968	90	10	—	0,03	0,66	—	0,05	0,1	2,17	—	2,27	0,05
	1969	95	5	—	0,005	0,55	—	0,01	0,1	2,2	—	2,29	0,04
ВК-50	1967	78	22	—	0,1	0,68	—	0,15	0,34	2,08	0,05	2,18	0,16
	1968	80,2	19,4	0,4	0,05	0,58	—	0,09	0,37	2,25	—	2,64	0,16
	1969	65	30	5	0,08	0,93	—	0,09	0,61	3,53	0,05	4,03	0,17

* Σ_{\max} — максимальная суммарная доза облучения человека.

их регистрации лежат за пределами чувствительности использованного метода.

2. Максимальная зарегистрированная доза β -облучения не превышает 29% дозы γ -облучения.

Доля β -облучения персонала лежит в пределах 5—14% суммарной средней годовой дозы облучения.

3. Доза облучения 90—100% персонала установок не превышает 2,5 бэр. Число лиц, дозы облучения которых более 2,5 бэр, составляет меньше 10%. К ним в основном относится персонал, проводящий ремонтные работы на основном технологическом оборудовании. Облучаемость 50% и более персонала находится в пределах 1 бэр.

Согласно Санитарным правилам работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений 1960 г. [3], хрусталик глаза и кожа относятся ко второй и третьей группам критических органов соответственно, для которых предельно допустимые дозы равны 600 и 300 мбэр/неделя. Поскольку вклад β -излучения в суммарную дозу внешнего облучения не превышает 14%, нет необходимости специально проводить постоянный индивидуальный контроль дозы β -излучения на указанных установках. Такой контроль необходим только в немногочисленных случаях ремонтных работ с сильно загрязненным оборудованием.

Учитывая незначительное среднегодовое облучение персонала реакторов, а также практическое отсутствие радиационноопасных работ в некоторых службах (административно-хозяйственная часть, служба электриков, служба управления реакторами, исследовательские лаборатории реактора и дозиметрические лаборатории), можно увеличить срок ношения индивидуальных дозиметров ИФКУ до двух месяцев. При выполнении планово-предупредительных ремонтов или аварийных работ срок ношения средств индивидуального дозиметрического контроля следует сокращать, исходя из реальных условий.

Поступило в Редакцию 15/X 1970 г.

ЛИТЕРАТУРА

1. Дозиметрические и радиометрические методики. Сборник. Под ред. Н. Г. Гусева и др. М., Атомиздат, 1966.
2. М. С. Егорова и др. В «Сб. работ по вопросам дозиметрии и радиометрии ионизирующих излучений». Под ред. А. Д. Туркина. М., Атомиздат, 1966, стр. 11.
3. Санитарные правила работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений № 330-60. М., Атомиздат, 1960.