

детекторами нейтрино, отличающимися более низким, чем у хлора, порогом и способными регистрировать нейтрино главной ветви термоядерного синтеза: $p + p \rightarrow D + e^+ + \nu$ и $p + p + e^- \rightarrow D + \nu$ -реакций. По-видимому, следующим после хлорного детектора будет галлиевый, в котором используется реакция ${}^{71}\text{Ga} (\nu, e^-) {}^{71}\text{Ge}$ с порогом 0,231 МэВ. Работы с ним начаты уже давно и продолжаются в ФИАНе.

Хотя наблюдения Дейвиса оказались в разногласии с привычными моделями Солнца, пока нет серьезных оснований сомневаться в том, что термоядерное сгорание водорода с образованием гелия служит источником солнечной энергии. Хлорный детектор Дейвиса нечувствителен к нейтрино безборного синтеза, поэтому очень важны измерения с низкороговыми детекторами. Общий поток солнечных нейтрино довольно точно связан с его светимостью: на каждые 25 МэВ солнечной энергии испускается пара нейтрино. Самый мягкий их спектр свойствен безборному водородному циклу реакций синтеза. Если и таких нейтрино окажется меньше, чем ожидается, возникнет необходимость глубокого пересмотра физики Солнца, а может быть, и физики звезд.

В настоящее время успехи теории звезд, основанные на анализе термоядерного синтеза легких элементов, столь многосторонни, что правильность их построений не вызывает сомнений. Наблюдения солнечных нейтрино очень нужны для обоснования истинности гипотезы о термоядерных реакциях как источниках энергии, излучаемой звездами.

Поступил в Редакцию 15/VI 1976 г.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. McDonald A. e. a. «Bull. Amer. Phys. Soc.», 1975, v. 20 (9), p. 2178.
2. Bahcall J., Klerich R. «Astrophys. J.», 1971, v. 170, p. 479; 1969, v. 156, p. 559.
3. Marshall-Libby L., Tomas A. «Nature», 1969, v. 1222, p. 1238.
4. Salpeter E. «Nature», 1970, v. 225, p. 165.
5. Trimble V., Reines F. «Rev. Mod. Phys.», 1973, v. 41, p. 4.
6. Slobodrian R. e. a. «Phys. Rev. Lett.», 1975, v. 35, p. 19.
7. Понтекорво Б. ЖЭТФ, 1967, т. 53, с. 1717.
8. Bahcall J. e. a. «Phys. Rev. Lett.», 1972, v. 28, p. 316.
9. Pakvasa S., Tennakona K. Ibid., p. 1415.
10. Anglin J. «Astrophys. J.», 1975, v. 198, p. 733.
11. Fowler W. «Nature», 1972, v. 238, p. 24.

УДК 621.039.58,68

Обеспечение радиационной безопасности на АЭС*

ГУСЕВ Н. Г.

Главным фактором радиационного воздействия на персонал всех действующих АЭС является внешнее γ -излучение — его вклад обычно превосходит 95% дозы внешнего облучения. По данным [1] среднегодовая доза облучения контролируемого персонала НВАЭС за 1972—1974 гг. составила 0,6—0,9 бэр/год. Не было случаев облучения дозами больше установленного предела (5 бэр/год). Дозы облучения персонала двух серийных блоков ВВЭР-440 составляют около 20% приведенной выше величины для персонала четырех блоков. На всех блоках АЭС главный вклад в дозу облучения обусловлен проведением ремонтных работ (в основном оборудовании первого контура).

Еще более благоприятная радиационная обстановка на Кольской АЭС (КАЭС): в 1974 г. облучение персонала составило 0,15 бэр/год

и было в основном связано с перегрузкой топлива и проведением плано-предупредительных работ. За девять месяцев 1975 г. из 0,22 бэр 0,15 бэр обусловлено перегрузкой [2].

I и II блоки Белоярской АЭС характеризуются несколько худшими показателями, хотя и на них среднегодовые дозы облучения персонала (2,2—3 бэр/год) ниже установленных нормативов. Главным фактором радиационной опасности на этих реакторах также является выполнение ремонтных работ [3].

На серийном реакторе ВВЭР-440 расчетная удельная активность первичного теплоносителя в предположении, что к концу кампании 1% твэлов имеет газовую негерметичность и 0,1% микродефекты с прямым контактом ядерного топлива и теплоносителя, составляет по сумме всех продуктов деления $8 \cdot 10^{-2}$ Ки/л, в том числе радиоактивных благородных газов (РБГ) $1,6 \cdot 10^{-2}$, изотопов йода $5,2 \cdot 10^{-3}$, остальных продуктов деления $5,8 \cdot 10^{-2}$; продуктов корро-

* Обзор части докладов III Всесоюзной научно-практической конференции по радиационной безопасности. Перечень докладов приведен в конце статьи.

зии $4,5 \cdot 10^{-3}$, «кислородной» активности 0,12 Ки/л.

Фактическая удельная активность на 1—2 порядка меньше указанной. В воде первого контура преобладают короткоживущие радионуклиды ^{54}Mn , ^{51}Cr и ^{58}Co с концентрацией $3 \cdot 10^{-4}$ Ки/л. На КАЭС содержание ^{131}I — ^{135}I не превышает $1,5 \cdot 10^{-7}$ — $2,8 \cdot 10^{-4}$ Ки/л. Это связано с тем, что твэлов с газовой негерметичностью всего 30 при допустимом числе 440 и с микродефектами — 2 при допустимом числе 44. На IV блоке НВАЭС дефектных твэлов еще меньше, поверхностная загрязненность твэлов ^{235}U составила $6,8 \cdot 10^{-11}$ г/см² при допустимой величине $1 \cdot 10^{-9}$ г/см² [2].

Вблизи первого контура остановленного реактора поля γ -излучения обусловлены в основном активированными продуктами коррозии, сорбированными на внутренних поверхностях коммуникаций. Типичные данные для КАЭС приведены в табл. 1.

Характерен высокий вклад ^{110m}Ag , который образуется в результате активации стабильного серебра, содержащегося в электродах и некоторых конструкциях реактора.

На БАЭС в отложениях на внутренних поверхностях первого контура доминирует ^{60}Co , его вклад в мощность дозы составляет 97% на I блоке, 85% на II (табл. 2). Основными источниками ^{60}Co являются нержавеющая сталь марки X13N10T и стеллитовые накладки на арматуре и штоках отключающих устройств.

Деактивация, проведенная на I блоке БАЭС, привела к снижению уровней γ -излучения в среднем в пять раз и в отдельных точках в 25 раз. На II блоке эффективность оказалась меньшей (в два раза). Стендовые испытания

Усредненные значения сорбированной активности Q_s и относительного вклада n_γ в мощность дозы γ -излучения на КАЭС с ВВЭР-440 [2]

Нуклид	Q_s , мКи/м ²	n_γ , %	Нуклид	Q_s , мКи/м ²	n_γ , %
^{110m}Ag	2,6	38,5	^{65}Zn	0,90	2,8
^{60}Co	1,4	19,0	^{95}Zr	0,36	1,4
^{58}Co	3,0	17,0	^{124}Sb	0,11	1,0
^{54}Mn	2,5	12,5	^{140}Ba	0,38	0,40
^{140}La	0,38	4,1	^{103}Ru	0,20	0,20
^{59}Fe	0,45	2,9	^{131}I	0,13	0,20

Таблица 1

Радиоизотопный состав и распределение сорбированной активности на поверхностях оборудования БАЭС в 1970 г., % [3]

Блоки	^{60}Co	^{54}Mn	^{51}Cr	^{58}Co	^{65}Zn	Полная активность, Ки	
						вне активной зоны	в активной зоне
Блок I	85	6,5	8	0,5	—	345	1200
Блок II	50	5,0	5	—	40	1370	2500

метода высокотемпературной дезактивации дали обнадеживающие результаты [3].

Серийные реакторы ВВЭР-440 зарекомендовали себя с самой лучшей стороны и с точки зрения мощности выброса газообразных радиоактивных отходов. Так, годовой выброс РБГ с III и IV блоков НВАЭС в 1973—1975 гг. составил соответственно 2140, 2056 и 24 785 Ки/год. Лишь в 1975 г. он достиг 2%, в предшествующие два года составлял менее 0,2% предельно допустимого выброса (ПДВ), равного 1,2 млн. Ки/год [1].

При исследованиях дисперсности радиоактивных аэрозолей на НВАЭС установлено, что распределение радиоактивности и массы аэрозолей по их аэродинамическим диаметрам описывается логнормальной функцией. В вентиляционной трубе и четырех вентиляционных системах средний аэродинамический диаметр по активности частиц составляет 2,1—3,9 мкм, по массе 0,5—1,1 мкм, средняя массовая концентрация 0,017—0,086 мг/м³. Осаждение аэрозолей в пробоотборной трубке контроля аэрозольных выбросов из большой трубы III и IV блоков НВАЭС составляет 45—60% [4]. Сведения о мощности выброса аэрозолей приведены в табл. 3.

Таким образом, суммарный четырехлетний выброс радионуклидов с двух блоков НВАЭС не превышает даже среднесуточного ПДВ по всем изотопам.

На КАЭС неорганизованные утечки воды из первого контура не превышали 5 л/ч при проектной норме 200 л/ч. В результате выбросы РБГ за вторую половину 1973 г. составили всего 87 Ки, за весь 1974 г. — 1047 Ки и за четыре месяца 1976 г. — 430 Ки. Концентрация ^{131}I в воздухе, удаляемом через трубу высотой 120 м, не превышает $2,5 \cdot 10^{-15}$ Ки/л, что в 100 раз меньше СДК в атмосферном воздухе насе-

Мощность выброса радиоактивных аэрозолей с двух блоков ВВЭР-440 НВАЭС, мКи/год [1]

Таблица 3

Годы	Суммарная β-активность	¹³¹ I	¹³⁷ Cs	⁹⁰ Sr	¹⁴⁴ Ce	⁹⁵ Zr	⁶⁰ Co	⁵⁴ Mn	⁵¹ Cr
1972	8,3	1,65	0,47	0,02	0,12	0	0	Измерений нет	
1973	117,8	65,9	3,5	0,1	0,6	0	0,9	То же	То же
1974	34,2	5,9	3,2	0,1	1,7	2,6	0,19	»	»
1975	194,9	25,6	15,0	0,3	5,8	3,7	4,3	13,4	11,8
I кв. 1976	12,6	0,49	1,91	0,01	0,3	0,2	0,2	0,13	0,2
ПДВ	182000 *	36500	—	365 **	—	—	—	—	—

* Все радионуклиды, кроме ¹³¹I и ^{89,90}Sr, с периодом полураспада $T_{1/2} > 1$ сут.
 ** Включая ⁸⁹Sr.

ленных пунктов. Аэрозольные составляющие в выбросах представлены ничтожными количествами короткоживущих радионуклидов ⁸⁸Rb и ¹³⁸Cs (0,03 и 0,3 Ки за 1973 и 1974 гг. соответственно [2]).

Радиационная обстановка в районе размещения НВАЭС характеризуется в основном радионуклидами глобального происхождения (⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs, ¹⁴⁴Ce), «станционные» нуклиды (⁶⁵Zn, ⁶⁰Co) вносят едва заметный вклад. Из табл. 4 следует, что концентрации радионуклидов в атмосферном воздухе очень низки и сравнимы с фоном, обусловленным глобальными выпадениями. Наблюдается лишь едва заметное различие в концентрациях нуклидов в воздухе вблизи АЭС и в контрольном пункте в 50 км от нее. Подобная же картина наблюдается и в водоеме (табл. 5).

Концентрация радионуклидов в атмосферном воздухе в районе размещения НВАЭС, $\times 10^{-17}$ Ки/л [1]

Таблица 4

Годы	Место измерений	Суммарная β-активность аэрозолей	¹⁴¹⁺¹⁴⁴ Ce	⁶⁵ Zr	¹³⁷ Cs	⁹⁰ Sr
1972	Территория АЭС	9,6	3,8	1,4	0,57	0,27
	50 км от АЭС	9,3	3,0	1,35	0,32	0,23
1973	Территория АЭС	4,0	0,9	—	0,21	0,12
	50 км от АЭС	3,0	1,0	—	0,21	0,10
1974	Территория АЭС	2,0	6,5	4,0	0,40	0,42
	50 км от АЭС	1,8	5,5	2,8	0,33	0,34
1975	Территория АЭС	13,0	11,3	3,9	0,40	0,51
	50 км от АЭС	10,5	12,1	3,0	0,30	0,53

Расчетные дозы облучения населения в районе расположения НВАЭС практически не отличаются от доз, обусловленных естественным радиационным фоном и глобальными загрязнениями биосферы [1].

Расчетные облучения населения в ближайшем к КАЭС пос. Полярные зори (12 км) не превышают 5 мкрад/год при естественном фоне 7 мкрад/ч [2]. Создается впечатление, что КАЭС с двухконтурными реакторами ВВЭР-440, построенная с учетом опыта эксплуатации НВАЭС, представляет собой лучший образец отечественной ядерной энергетики.

На БАЭС основными источниками выброса РБГ являются топливные каналы с негерметичными твэлами и загрязненные кладки реакторов. Существующая система выдержки радиоактивных газов и очистки их на специальных фильтрах, а также принятая схема замкнутого водоснабжения обеспечивают чистоту территории в районе размещения БАЭС [3].

На кипящем реакторе ВК-50, прообразе крупных промышленных АЭС с корпусными кипящими реакторами, в 1965—1967 гг. наблюдалась газовая негерметичность твэлов, соответствующая 0,5% дефектных твэлов. При этом активность теплоносителя и газовых выбросов не вызывала затруднений. На этой основе сделан вывод о том, что наличие 1% газонеплотных твэлов не приведет к опасным условиям труда на АЭС [5].

Сопоставление расчетных и экспериментальных данных об удельной активности воды, пара и конденсата показало, что расчетные методики удовлетворительно описывают процессы образования и переноса радионуклидов в системе

первичного теплоносителя реактора ВК-50. Главными составляющими (не считая активности ^{16}N) являются изотопы йода и РБГ, из продуктов коррозии — ^{64}Cu и ^{65}Mn . На внутренних поверхностях оборудования 80—90% сорбированной активности обусловлено ^{65}Zn . Активность коррозионных продуктов в отложениях на поверхностях активной зоны примерно на два порядка выше, чем вне ее.

В 1972 и 1973 г. выбросы РБГ составили ~30 000 Ки/год, в 1974 г. — 170 000 Ки/год (при нормальной эксплуатации не более 1500 Ки/сут). Для снижения газовых выбросов проведены испытания опытной адсорбционной системы очистки: 20—70 м³ активированного угля марки СКТ, охлажденного до -25°С с помощью одноступенчатых холодильных машин, обеспечивают коэффициент газовой очистки 10^{-2} — 10^{-3} *. Сделан вывод о том, что этот метод решает вопрос очистки газовых отходов АЭС с кипящим реактором промышленного типа от продуктов деления и не ограничивает количество дефектных твэлов в активной зоне реактора. По результатам расчетов для кипящего промышленного реактора мощностью 1000 МВт(эл.) с 1% газонеплотных твэлов мощность выброса РБГ с эжектируемыми газами составит 3 Ки/с. При этом концентрация РБГ в паре перед турбиной будет $2 \cdot 10^{-3}$, ^{131}I — $1 \cdot 10^{-5}$, других нуклидов с $T_{1/2} > 8$ сут — $1,5 \cdot 10^{-5}$ Ки/кг [5].

За четыре года эксплуатации экспериментального быстрого реактора BOR-60 с натриевым

Концентрация радионуклидов в воде (нКи/л) и донных отложениях (нКи/кг) р. Дон [1]

Годы	Среда	Выше АЭС по течению			Ниже АЭС по течению		
		Суммарная β-активность	^{137}Cs	^{90}Sr	Суммарная β-активность	^{137}Cs	^{90}Sr
1972	Вода	7,5	0,47	0,58	7,0	0,49	0,54
	Ил	11,4	0,46	0,13	9,3	0,12	0,10
1973	Вода	9,4	0,49	0,80	8,8	0,50	0,58
	Ил	10,0	0,41	0,04	11,2	0,15	0,10
1974	Вода	10,3	2,6	0,63	10,3	2,45	0,68
	Ил	9,2	0,22	0,10	7,0	0,18	0,14
1975	Вода	11,6	1,37	0,46	9,7	1,46	0,52
	Ил	18,3	0,07	0,18	12,9	0,18	0,22

* По данным [6] срок службы адсорбера, заполненного 20—40 м³ активированного угля, ориентировочно составляет 8—10 лет.

Радионуклидный состав теплоносителя, газа и отложений в различные периоды работы реактора BOR-60 [7]

Периоды работы	Год	Удельная активность теплоносителя, мКи/кг				Поверхностная активность отложений, мКи/м ²				Удельная активность газа, мКи/л				Мощность дозы в боксах первого контура в период ППР, мкР/с	
		^{22}Na	^{110m}Ag	^{134}Cs	^{137}Cs	^{95}Nb , ^{125}Sb , ^{106}Ru и др.	^{60}Co	^{56}Mn	^{95}Nb	^{140}La и др.	^{137}Cs	^{133}Xe	^{135}Xe		^{85}Kr
Герметичная активная зона	1970	50	46	0,2	< 0,1	< 2	—	—	—	1,3	$4 \cdot 10^{-3}$	$2,7 \cdot 10^{-3}$	—	$\leq 1 \cdot 10^{-3}$	5
Герметичная зона («вентилируемые твэлами»)*	1971	70—190	25—90	0,3	< 0,1	< 2	1	—	—	1,3	1—2	0,01—0,1	—	$\leq 1 \cdot 10^{-3}$	20
	1972/250—330	110—170	43—160	210—1800	≤ 200	1—7	3—7	40—50	4—170	1,5	10—100	0,3—5	—	≤ 1	30—120
Работа с дефектными твэлами	1973/350—500	200—300	200—1300	2000—13000	≤ 400	2—10	5—20	40—160	4—170	1,5	30—500	1—40	0,3—0,8	≤ 4	150—300

* Пакет экспериментальных твэлов с узлами выпуска газа после выдержки под оболочкой.

теплоносителем выработано $0,7 \cdot 10^6$ МВт·ч тепловой энергии, оборудование проработало около 17000 ч, достигнуто выгорание топлива свыше 10%. Удельная активность ^{24}Na , нормированная на 1 МВт, составляет 0,7—0,8 Ки/кг теплоносителя, что приводит к полю γ -излучения (при номинальной мощности) вблизи трубопроводов 18 Р/ч. Натрий второго контура практически не активизируется. При герметичных твэлах основной вклад в удельную активность первичного теплоносителя дают ^{24}Na , ^{22}Na и ^{110m}Ag (табл. 6). По мнению авторов [7], практическое отсутствие активированных продуктов коррозии объясняется их малой растворимостью в натрии. Наибольшая величина отложений изотопов ^{140}La , ^{60}Co , ^{95}Nb и ^{54}Mn отмечается на участке трубопроводов после теплообменников. Радиоактивность в газовой полости реактора ($\approx 2 \text{ м}^3$) определяется в основном ^{41}Ar . Постоянная утечки ксенона, криптона и неона соответствует среднему времени пребывания в теплоносителе 8 ч. Загрязненность твэлов ^{235}U оказалась близкой к допустимой ($10^{-9} \text{ г } ^{235}\text{U}/\text{см}^2$). Выбросы РБГ при герметичных твэлах не превышали 25 Ки/сут. В течение двух лет эксплуатации в конце микрокампании максимальное выгорание в твэлах, как правило, превышало 10%, оцененное число дефектных твэлов достигало 1%.

По мнению тех же авторов, активность в газовой полости не лимитирует число дефектных твэлов — более важно удерживать твердые продукты деления. Хотя по данным табл. 7 концентрация ^{131}I сравнительно велика, он почти полностью выводится ловушкой окислов натрия. В то же время здесь улавливаются лишь 30% ^{137}Cs , от 20 до 40% его активности

Суммарная радиоактивность продуктов деления в первом контуре реактора БОР-60 на конец микрокампании, Ки/контур [7]

Микрокампания	Нуклиды					
	^{131}I	^{137}Cs	^{134}Cs	^{138}Cs	^{95}Nb	^{140}La
Декабрь 1971 г. — март 1972 г.	10,4	5,6	0,36	0,42	0,72	0,07
Май — август 1972 г.	280	49	4,3	—	4,1	9,7
Ноябрь 1972 г. — март 1973 г.	1100	190	16	15	12	8,7
Май — сентябрь 1973 г.	190	310	23	18	2,4	1,2

может находиться в отложениях. В отложениях также оказываются ^{140}Ba , ^{140}La , ^{95}Nb , ^{60}Co , ^{54}Mn (см. табл. 6). Поскольку эти радионуклиды определяют радиационную обстановку в блоках первого контура после остановки реактора, дренаж теплоносителя несущественно снижает поля γ -излучения.

Средняя индивидуальная доза облучения персонала установки БОР-60 составляет 0,3—0,5 бэр/год, в 1971—1973 гг. не наблюдалось случаев облучения более 2,5 бэр/год. Вклад β -излучения в дозу внешнего облучения составлял 2,6%, граничная энергия β -спектра не превышала 1,5 МэВ. Появление радиоактивных аэрозолей (в основном ^{137}Cs , не более $1 \cdot 10^{-10}$ Ки/л) наблюдалось лишь в центральном зале при отборе проб и при отмывке перегрузочной шахты, средний медианный аэродинамический диаметр был равен 3 и 8 мкм соответственно.

Три работы были посвящены проблеме трития. В работе [8] сделана теоретическая оценка равновесной концентрации и мощности выброса трития в окружающую среду для АЭС с ВВЭР-440. Рассмотрены активация дейтерия в теплоносителе, тройное деление ядер ^{235}U и образование трития из бора в теплоносителе по реакции $^{10}\text{B}(n, 2\alpha)^3\text{H}$ и $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}(n, n\alpha)^3\text{H}$. При отсутствии неорганизованных протечек воды первого контура главным источником трития являются пары от бассейнов водоочистки, в воде которых концентрация трития может достигать $1,8 \cdot 10^{-4}$ Ки/л. При этом тритий удаляется во внешнюю среду лишь с воздухом, мощность выброса через вентиляционную трубу составляет ~ 130 Ки/год. В случаях, когда неорганизованные протечки достигают проекционную величину 0,2 т/ч, тритий поступает во внешнюю среду с дебалансными водами (около 100 Ки/год) и через вентиляционную трубу (около 30 Ки/год). В обоих случаях концентрация трития в воздухе рабочих помещений не превысит СДК.

В работе [9] представлены результаты экспериментального определения трития на АЭС. Так, в воде первого контура НВАЭС концентрация трития оказалась таковой: I блок — 2,2, II блок — 21, III — блок 72 и IV блок — 95 мкКи/л. Концентрация трития в теплоносителе БАЭС на I и II блоках равна 20 и 28 мкКи/л соответственно.

В обзоре [10] сделана радиационно-гигиеническая оценка трития как фактора загрязнения внешней среды. Полное содержание трития на земном шаре увеличилось от естественного уровня 20—80 млн. Ки до 2900 ± 700 млн. Ки

в 1973 г. Если до последнего времени генерация трития была связана преимущественно с ядерными взрывами (6—10 млн. Ки на 1 Мт термоядерного взрыва), то сейчас основными источниками являются заводы по регенерации ядерного топлива (19 Ки/год на 1 МВт уранового топлива и 36 Ки/год на 1 МВт плутониевого топлива). Тритий, по-видимому, будет критическим радионуклидом, определяющим радиационную обстановку в районе заводов по переработке топлива.

Интересна работа [11], посвященная влиянию градиентов на распространение выбросов АЭС в атмосфере. Существуют два механизма изменения поля концентрации аэрозолей вблизи вентиляционной трубы под действием градиентов. Во-первых, непосредственное вымывание примесей каплями воды, поступающими в атмосферу из градирни и образующимися при конденсации водяного пара. Этот эффект описан в литературе. Поскольку выпадение капель происходит вблизи градирен, то считалось более благоприятным располагать вентиляционную трубу с подветренной стороны по отношению к градирне.

Второй механизм, который до настоящего времени был недостаточно изучен, — локальное изменение турбулентной диффузии, вызванное изменением стратификации атмосферы под влиянием тепловых выбросов градирни. В докладе [11] расчетами показано, что при распространенной скорости ветра 3—7 м/с в зоне факела происходит перераспределение концентрации примеси по высоте и максимальная приземная концентрация наблюдается на более близком расстоянии от трубы, а спад происходит гораздо медленнее, чем в отсутствие градирни. Поэтому, по мнению автора [11], более благоприятным является расположение вентиляционной трубы с надветренной стороны по отношению к градирне. Взаимное расположение труб и градирен, а также высота трубы должны учитываться при проектировании АЭС прежде всего с целью более обоснованного определения размера санитарно-защитной зоны.

Принципам организации внешнего дозиметрического контроля в районе размещения АЭС посвящен доклад [12]. На основе данных о радиационной обстановке в районе размещения НВАЭС, которые дают представление о дальности распространения радиоактивных аэрозолей, сделан вывод, что радиус наблюдаемой зоны должен составлять не менее 10—12 км. Для обоснования объема дозиметрического контроля авторы предлагают использовать два

критерия: ПДВ и существующие уровни глобальных выпадений. Задаваясь средним квадратичным отклонением 50—60% от средней величины, авторы определяют необходимое количество проб. Например, при современной концентрации β -активных аэрозолей, обусловленных ядерными взрывами ($9 \cdot 10^{-17}$ Ки/л), и величине ПДВ таких аэрозолей, равной 0,5 Ки/сут, которые могут создать в радиусе до 7 км концентрацию в воздухе $2 \cdot 10^{-17}$ Ки/л, необходимо взять 150 проб воздуха в год. Аналогичные приемы используются для определения объема контроля и по другим параметрам. Ограниченность такого подхода, по нашему мнению, очевидна — увеличение ПДВ (и тем более реальных выбросов, обычно не превышающих ПДВ) будет сопровождаться уменьшением объема внешнего дозиметрического контроля, и наоборот.

В докладе [13] рассмотрены некоторые критерии для выбора места размещения АЭС. В связи с широкой программой строительства АЭС (и тем более АТЭЦ) вблизи и в пределах больших городов неизбежно требуется анализ радиационного риска для населения с учетом аварийных выбросов. Основной подход к оценке опасности — определение коллективной дозы облучения, обусловленного внешним γ -излучением от проходящего облака и облучением щитовидной железы изотопами радиоактивного йода. Авторы приводят модель расчета коллективной дозы для городского населения и пример применения ее к городу с населением $(0,1—5) \cdot 10^6$ чел. Сделан вывод, что техническое обеспечение безопасности реактора более эффективно, чем удаление АЭС от города.

Материалы, представленные в рассмотренных докладах, подтверждают высокую степень радиационной безопасности АЭС для персонала и населения и вместе с тем могут быть полезными при проектировании новых АЭС.

Поступил в Редакцию 8/VI 1976 г.

ПЕРЕЧЕНЬ ДОКЛАДОВ

1. Овчинников Ф. Я., Седов В. К., Баранов М. А. Радиационная безопасность персонала и населения при эксплуатации Нововоронежской АЭС. Доклад 2.1.2.
2. Воронин Л. М., Козлов В. Ф., Волков А. П., Добарин Д. Е. Радиационная обстановка на Кольской АЭС. Доклад 2.1.4.
3. Бродер Д. Л., Евдокимов Ю. В., Колтик П. И., Кузьмин В. И., Лурье А. И., Питерский В. Т., Ушаков Г. Н., Шмелев В. И. Анализ радиационной обстановки на Белоярской АЭС. Доклад 2.1.3.

4. Черный С. С., Григоров В. П., Кириченко В. Н., Степченко В. И., Баранов М. А., Казаков В. И. Дисперсность радиоактивных аэрозолей на АЭС. Доклад 2.1.7.
5. Чететкин Ю. В., Якшин Е. К. Радиационная обстановка при эксплуатации АЭС с ВК-50. Доклад 2.1.5.
6. Столяров Б. М., Васюков М. С. Сравнительная оценка систем спецгазоочистки на АЭС. Доклад 2.1.8
7. Грязев В. М., Кобзарь И. Г., Кояшов В. В., Поляков В. И., Чететкин Ю. В. Концентрация радионуклидов в первом контуре опытного реактора БОР-60. Доклад 2.1.6.
8. Великовский А. А., Черноусов С. А. Оценка равновесной концентрации трития и его выбросов в окружающую среду на АЭС с ВВЭР-440. Доклад 2.1.13.
9. Лурье А. И. Дозиметрия трития на АЭС. Доклад 2.1.15.
10. Телушкина Е. Л. Радиационно-гигиеническая оценка трития как фактора загрязнения внешней среды. Доклад 2.1.14.
11. Левитин И. Л. Влияние градирен на распространение в атмосфере выбросов электростанций. Доклад 2.1.9.
12. Зыкова А. С., Жаков Ю. А., Ямбровский Я. М. Принципы организации внешнего дозиметрического контроля в районе расположения АЭС. Доклад 2.1.10.
13. Константинов Ю. О., Королева Н. А. К вопросу выбора места размещения АЭС. Доклад 2.1.12.

УДК 621.039.58.68+541.15

Обеспечение радиационной безопасности при эксплуатации мощных радиационных установок*

Чистов Е. Д.

Последние годы характеризуются широким использованием мощных радиационных установок для осуществления разнообразных радиационно-химических и радиационно-биологических процессов в опытно-промышленных и промышленных масштабах. К таким процессам, в частности, относятся радиационная стерилизация медицинских изделий, облучение сельскохозяйственных культур для повышения их урожайности, получение химических веществ с новыми или улучшенными свойствами. В качестве мощных источников ионизирующих излучений наибольшее распространение получили ^{60}Co и ^{137}Cs и ускорители электронов с энергией до 10 МэВ.

Технические и организационные вопросы обеспечения радиационной безопасности

В докладе [1] представлены результаты изучения радиационной безопасности в радиационно-химическом комплексе Института химической физики АН СССР, предназначенном для проведения фундаментальных исследований в области элементарных процессов химии высоких энергий, механизма и кинетики химических реакций, отработки научных основ различных радиационно-химических процессов. В этом комплексе эксплуатируют два линейных электронных ускорителя ЛУЭ-5-2 и У-12-Б с энер-

гией ускоренных электронов 4 МэВ и средней мощностью в пучке 5 и 0,5 кВт соответственно, а также мощные радиоизотопные установки типа К-200 000, облучатель которых собран из источников ^{60}Co . Примененные на установках способы радиационной защиты (бетонные рабочие камеры с лабиринтным входом), система блокировки и сигнализации и организационные мероприятия позволили обеспечить безопасные условия труда персонала. За 10 лет эксплуатации на установках не было радиационных аварий, а уровни облучения составляли 1,5—2,5 бэр, т. е. 0,3—0,5 годовой предельно допустимой дозы (ПДД) облучения персонала.

Следует отметить избыточное количество блокировок входных дверей мощных радиоизотопных установок (четыре), тогда как можно ограничиться двумя (по мощности дозы в рабочей камере и лабиринте и по закрытию замка входной двери в лабиринт), заменив остальные соответствующей сигнализацией.

Продукция радиационной технологии не должна быть загрязнена радиоактивными веществами, ибо в противном случае остаточное радиоактивное загрязнение облученной продукции, используемой в народном хозяйстве, может стать неконтролируемым. В связи с этим решающее значение приобретают надежность герметизации радиоизотопных источников излучения и их проверка в процессе работы установок. В условиях эксплуатации радиационно-технологических установок на отдельные радиоизотопные источники и облучатель в целом влияют некоторые факторы химической приро-

* Обзор части докладов III Всесоюзной научно-практической конференции по радиационной безопасности. Перечень докладов приведен в конце статьи.