

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ НАСЕЛЕНИЯ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС СССР

Н.Г.Гусев, В.А.Беляев, А.С.Зыкова, А.Н.Марей, Г.А.Кузнецова
(Институт биофизики Министерства здравоохранения СССР),
М.А.Баранов (Нововоронежская АЭС), Г.А.Гуняков (Гидропроект)

Союз Советских Социалистических Республик, Москва

Abstract

The report considers some problems of radiation safety of a population due to airborne releases from the atomic power station. The basic national standards for radioactive releases (actual or predicted) from a PWR APS are given. The problem of the possible scope of the accident of APS which may cause an environmental emergency radiation dose and the problem of the population doses are discussed.

В настоящее время (к 1 января 1973 г.) в СССР эксплуатируются АЭС различного типа с общей электрической мощностью 2500 Мвт. В их числе /1-6/:

- четыре блока Нововоронежской АЭС (НВАЭС) мощностью около 1500 Мвт;
- два блока Белоярской АЭС (БАЭС) мощностью 300 Мвт;
- Сибирская АЭС мощностью 600 Мвт;
- Ульяновская АЭС с реактором кипящего типа мощностью 75 Мвт.

В июне 1973 г. состоялся энергопуск Кольской АЭС с серийным реактором ВВЭР-440, а в июле - реактора-размножителя на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением БН-350 в г. Шевченко (реактор двухцелевого назначения). В ближайшее время предполагается пуск 1 блока нового серийного реактора канального типа РБМК-1000 на Ленинградской АЭС.

Планируется к 1975 г. довести мощность АЭС до 6000-8000 Мвт, а к 1980 г. - до 28000-30000 Мвт. Такая широкая программа строительства АЭС выдвигает на первый план проблему радиационной безопасности населения, проживающего в районе их размещения.

В докладе основное внимание будет уделено водо-водяным реакторам корпусного типа (ВВЭР), так как для этого типа реакторов в СССР накоплен наибольший опыт. Следует, однако, отметить, что многие положения рассматриваемых вопросов радиационной безопасности реакторов типа ВВЭР являются общими и для другого типа реакторов.

1. Основные регламенты по радиационной безопасности

Действующие в СССР официальные документы, регламентирующие допустимые уровни облучения для персонала АЭС и населения, в основном исходят из рекомендаций Международной комиссии по радиологической защите и Международного агентства по атомной энергии. Они отражены в национальных документах /7-10/, которые в нашей стране являются законодательными.

Так, согласно /7/ предельно допустимые выбросы (ПДВ) при нормальной эксплуатации АЭС и при любых погодных условиях не должны превосходить, кюри/сутки: I-131- 0,1, Sr-89, Sr-90- 0,001, суммы аэрозолей с периодом полураспада больше 1 суток (кроме I-131 и Sr-90-Sr-89)- 0,5 и смеси инертных радиоактивных газов (ИРГ) - 3500.

В настоящее время составляются программы для расчетов ПДВ конкретных АЭС. В целях прогнозирования радиационной обстановки на местности считается целесообразным на АЭС типа ВВЭР производить расчет ПДВ для изотопов H-3, C-14, Ar-41, Mn-54, Mn-56, Co-60, Kr-85, Sr-90,89, Zr-95, Nb-95, Ru-103,106, I-129,131, Xe-133, Cs-137, Ce-141,144, смеси изотопов Kr и Xe, а также I-131- I-135. Уместно заметить, что выброс таких социально значимых изотопов, как H-3, C-14, I-129, Sr-90, Cs-137 и некоторых других, нужно регламентировать не в национальных и даже не в региональных масштабах, а с учетом перспективы развития атомной энергетики (включая заводы по регенерации топлива) во всем мире.

На случай аварийных ситуаций на АЭС в СССР установлены следующие временные регламенты (см. табл. I).

Таблица I

Допустимые дозы аварийного облучения для населения D, бэр /9/

Меры защиты	Внешнее облучение	Облучение щитовидной железы	
		Дети	Взрослые
A. Дозы, которые не требуют специальных мер по защите	≤ 25	≤ 75	≤ 150
B. Дозы, требующие временных ограничений: укрытия в помещениях, ограничения потребления молока и других продуктов,	25-75	75-225	150-450
C. Дозы, требующие серьезных мер защиты вплоть до эвакуации	> 75	> 225	> 450

В настоящее время документы /7/ и /9/ пересматриваются.

2. Радиационная обстановка на АЭС типа ВВЭР

Многолетний опыт эксплуатации в СССР АЭС всех типов подтверждает, что за весь период их эксплуатации не было зарегистрировано ни единого случая, когда газоаэрозольные отходы достигли бы установленных среднесуточных величин (не говоря уже о годовых).

Рассмотрим в качестве примера одну из крупнейших в СССР Нововоронежскую АЭС (НВАЭС) с суммарной электрической мощностью ~ 1500 Мвт.

На НВАЭС работают 4 блока с реакторами типа ВВЭР: I блок (сентябрь 1964 г.) - 210 Мвт, II блок (декабрь 1969 г.) - 365 Мвт; III блок (декабрь 1971 г.) - 440 Мвт и IV блок (декабрь

1972 г.) - 440 Мвт. Реакторы ВВЭР-440 являются головными в этой серии. Сейчас на площадке НВАЭС проектируется У блок, который будет головным в серии ВВЭР-1000. НВАЭС расположена в густонаселенном районе европейской территории СССР. Именно по этой причине, а также учитывая масштабы и перспективу развития АЭС, на НВАЭС существует значительной по объему информации контроль внешней среды. Служба внешней дозиметрии производит контроль следующих сред: выброса из вентиляционных труб радиоактивных аэрозолей и газов; концентрации аэрозолей в атмосферном воздухе; скорости осаждения радиоактивных веществ на почву; воды и донных отложений реки Дон и окружающих озер; питьевой воды, грунтовых вод вблизи хранилищ твердых и жидких отходов; сбросной воды, охлаждающей конденсаторы турбин; воды с полей фильтрации, куда сбрасываются хозяйственно-фекальные отходы; фауны и флоры рек и озер; почвы, растительности, атмосферных осадков. Кроме того, на специально оборудованной автомашине измеряются уровни β - γ -загрязненности почвы, а с помощью интегрирующих дозиметров - годовые дозы гамма-излучения. Контроль радиоактивности охватывает площадь с радиусом 50 км. Кроме суммарной β -активности, анализируются концентрации Co-60, Sr-89, Sr-90, Zr-95, Nb-95, Ru-103, Ru-106, I-131, Ce-141, Ce-144, Cs-137. Исследованиями институтами производится также измерение H-3 и C-14. Достаточно подробные данные об объеме внешнего дозиметрического контроля, величинах выбросов и радиационной обстановки на местности до 1970 г. приведены в работах /II-12/. Поэтому приведенные ниже данные относятся к 1971, 1972 и первой половине 1973 г., когда работали все блоки (см. табл. 2 и 3).

Таблица 2
Фактические выбросы аэрозолей на НВАЭС

Годы	1971 г., мкюри/год	1972 г., мкюри/год			1973г.(за 5 месяцев), мкюри		
Блоки	(I) ^x + II	I	II	III	I	II	III + IV
I-131	16,6	162,8	82,9	1,65	17,0	0,83	7,3
Cs-137	7,9	36,4	3,4	0,16	5,8	0,57	1,8
Sr-90	0,94	12,7	0,64	0,022	2,1	0,14	0,06
Ce-141,144	5,4	27,5	2,45	0,13	5,1	0,46	0,26
Co-60	6,4	17,5	3,4	0,41	4,9	1,5	-

x/ В 1971 г. I блок находился на модернизации.

Таблица 3
Фактические выбросы ИРТ (Kp , Xe) на НВАЭС

Годы	1971 г., кюри/год	1972 г., кюри/год		1973г.(за 6 месяцев), кюри	
Блоки	I + II	I+II	III	I+II	III+IV
Выброс	380	20000	400	16000	750
% от ПДВ	0,03	1,6		2,6	

Из табл. 2 и 3 видно, что газозаэрозольные выбросы по всем четырем блокам НВАЭС очень низки. Так, выбросы по аэрозолям составляют менее 1% от ПДВ, а от двух серийных блоков ВВЭР-440 они еще меньше. По ИРТ суммарные выбросы в 1971-1973 гг. составляли от 0,03 до 2,6%, а для III и IV блоков - от 0,03 до 0,12% от ПДВ. Необходимо отметить, что основной вклад в выбросы дает I (несе-

рийный) блок. Удельная активность воды теплоносителя III и IV блоков примерно на 2 порядка меньше, чем для I блока, и определяется в основном изотопами наведенной активности F-18, Na-24, Ar-41 и K-42.

В табл. 4 и 5 приведены некоторые данные о концентрациях радиоактивных веществ в атмосферном воздухе и скорости осаждения на почву.

Концентрации радиоактивных аэрозолей
в атмосферном воздухе γ , IO-I7 кюри/л

Таблица 4

R, км	1971 г.			1972 г.			1973 г.		
	Sr-90	Cs-137	Ce-141,144	Sr-90	Cs-137	Ce-141,144	Sr-90	Cs-137	Ce-141,144
0,5	0,53	0,89	13,5	0,27	0,57	3,8	0,12	0,30	1,40
2-3	0,43	0,65	9,2	0,22	0,51	2,8	0,06	0,11	2,74
4-5	0,58	0,92	15,4	0,25	0,23	3,5	0,10	0,16	1,52
8	0,40	0,73	11,2	0,17	0,27	2,7	0,056	0,32	1,06
15	0,46	0,72	10,8	0,17	0,25	2,4	0,048	0,10	1,56
50x	0,41	0,63	11,4	0,23	0,32	3,0	0,026	0,44	1,59

x/ г. Воронеж.

Выпадение радиоактивных веществ из атмосферного воздуха F ,
мкюри/км²год (в 1973 г. мкюри за I квартал)

Таблица 5

R, км	1971 г.			1972 г.			1973 г. (I кв.)		
	Sr-90	Cs-137	Ce-141,144	Sr-90	Cs-137	Ce-141,144	Sr-90	Cs-137	Ce-141,144
1,5-2	1,43	2,28	38,4	0,70	1,13	10,6	0,15	0,21	0,51
4-6	1,32	2,16	26,5	0,54	0,99	7,8	0,078	0,21	0,68
9-12	1,58	2,22	27,6	0,59	1,33	7,6	0,072	0,38	0,45
50x	1,37	2,32	35,5	0,69	0,95	12,3	0,189	0,42	1,17

x/ г. Воронеж.

Анализ табл. 4 и 5 показывает, что как γ , кюри/л, так и F , мкюри/км²год практически не изменяются с расстоянием от АЭС, а по абсолютной величине не отличаются от соответствующих величин для изотопов глобального происхождения. Заметим, что короткоживущих изотопов (в том числе I-131) ни в атмосферном воздухе, ни на почве не наблюдалось.

Анализ радиоактивности других сред (воды, рыбы и т. д.) подтверждает, что выбросы НВАЭС совершенно не влияют на радиационную обстановку, и существующие уровни загрязнения внешней среды определяются изотопами глобального происхождения, которые характерны для этого периода для центральных районов СССР.

Экспериментальные данные, приведенные в табл. 4 и 5, а также аналогичные данные за 1965-1970 гг. дают возможность определить среднегодовые скорости осаждения изотопов на почву V_g . Она оказывается равной $V_g \approx 1,0$ см/сек.

Интегрирующие γ -дозиметры, расставляемые ежегодно в радиусе до 50 км, не показывают различия внешних полей гамма-излучения от уровней естественного фона. Расчеты показывают, что в 1972 г., когда работали три блока, максимальная доза от внешнего γ -излучения, обусловленная выбросом ИРГ, была меньше 0,2 мбэр/год, а от I-131 на щитовидную железу детей (с учетом пищевой цепочки в мае-октябре) менее 1,5 мбэр/год при среднем естественном фоне

90±4 мбэр/год. Следовательно, расчетные величины дозовых нагрузок на население от АЭС меньше колебаний естественного фона и в тысячи раз меньше ПДД для отдельных лиц из населения.

Анализ газоаэрозольных выбросов на НВАЭС за весь период ее эксплуатации, а также анализ выбросов других АЭС СССР дает возможность сделать заключение, что расчетные пределы доз на отдельные лица из населения, обусловленные этими выбросами, не достигали 5 мбэр/год, а усредненные дозы по большим группам не достигали 1 мбэр/год. Жидкие и твердые отходы НВАЭС (которые в данном докладе не рассматриваются) практически не изменяют радиационной обстановки на местности.

3. Проектируемые газоаэрозольные отходы при нормальной эксплуатации АЭС

При нормальной эксплуатации радиационную обстановку как на АЭС, так и во внешней среде определяет степень герметичности твэлов и оборудования теплоносителя. Вследствие процессов коррозионно-усталостного типа оболочки тепловыделяющих элементов (твэлов) могут иметь микротрещины, а затем и более крупные дефекты. При решении балансных уравнений для расчета активности теплоносителя в проектируемых АЭС допускаются предельные условия, а именно: наличие 1% оболочек твэлов с газовой негерметичностью (микротрещины) и 0,1% более крупных дефектов в оболочках, допускающих прямой контакт топлива с водой теплоносителя /13/. Постоянная скорости утечки летучих изотопов из-под оболочек (через микротрещины) в 1 контур принимается равной $1 \cdot 10^{-5}$ сек⁻¹. Тогда в теплоносителе реактора ВВЭР-440 (полный объем которого равен 200 м³) удельная активность изотопов будет достигать (мкюри/л): по сумме изотопов - 139, по I-131 - 1,9, по сумме изотопов йода - 12,2, по сумме изотопов Кг и Хе - 112. Загрязненность воздуха в помещениях рассчитывается из условия допущения неорганизованных протечек теплоносителя 0,2 т/час. При этом предполагается, что из воды в паровоздушную фазу изотопы переходят в соотношениях: ИРГ - 100%, изотопы йода - 1%. Загрязненный воздух из помещений и технологические сдувки из оборудования поступают на системы подавления активности. Они включают в себя (в различных вариантах): газгольдеры выдержки (для снижения активности технологических сдувок); фильтры ФПП из тонковолокнистой ткани, дающие коэффициент улавливания по аэрозолям до 99,9%; фильтры с угольной насадкой для улавливания газообразной фазы йода. В последнее время на некоторых АЭС для задержки Кг и Хе проектируются также установки подавления активности на фильтрах с активированным углем. В табл. 6 в качестве примера приведены расчетные выбросы одной из проектируемых АЭС типа ВВЭР-440. Сравнимые (или несколько меньшие) выбросы принимаются и для других типов проектируемых АЭС. Необходимо отметить, что эти величины получены при наиболее пессимистических предположениях, о которых сказано выше. В действительности, как видно из предыдущего раздела, выбросы на реакторах ВВЭР-440 значительно меньше проектных величин.

При расчете ПДВ I-131 в атмосферу учитывается пищевой путь поступления по цепочке воздух-трава-молоко. По многолетним экспериментальным данным авторами получены следующие соотношения для I-131, которые используются при нормировании выбросов I-131:

$$\frac{\text{мкюри/л молока}}{\text{мкюри/м}^3 \text{ воздуха}} = 700; \quad \frac{\text{мкюри/кг травы}}{\text{мкюри/м}^3 \text{ воздуха}} = 5000; \quad \frac{\text{мкюри/л молока}}{\text{мкюри/кг травы}} = 0,12$$

Рассеяние газоаэрозольных отходов после их очистки производится через трубы высотой 120-150 м. Важным фактором защиты населения

является установление вокруг АЭС санитарно-защитной зоны. В каждом конкретном случае размеры этой зоны определяются органами Министерства здравоохранения СССР.

Таблица 6

Расчетные выбросы изотопов проектируемой АЭС типа ВВЭР-440,
кюри/сутки

Изотоп	Выброс, кюри/сутки	Изотоп	Выброс, кюри/сутки	Изотоп	Выброс, кюри/сутки
Sr-89	$1,5 \cdot 10^{-5}$	Ba-140	$2,6 \cdot 10^{-4}$	Fe-59	$1,6 \cdot 10^{-5}$
Sr-90	$2,4 \cdot 10^{-6}$	La-140	$1,4 \cdot 10^{-4}$	Co-60	$2,6 \cdot 10^{-4}$
I-131	$2,2 \cdot 10^{-2}$	Na-24	$6,0 \cdot 10^{-4}$	Xe-133	250
ΣI	$5,6 \cdot 10^{-2}$	Cr-51	$1,2 \cdot 10^{-3}$	$\Sigma ИРГ$	350
Cs-137	$2,2 \cdot 10^{-4}$	Mn-56	$1,3 \cdot 10^{-3}$	$\Sigma аэрозоли$	0,18

4. О масштабе повреждения активной зоны, при котором создаются дозы аварийного облучения на местности

В работах /I3, I4/ советскими специалистами высказаны соображения по поводу характера развития крупной аварии на реакторах типа ВВЭР, масштабов возможного аварийного выброса во внешнюю среду и технических средств подавления активности. Подчеркивается, что вероятность возникновения аварии может быть сведена к минимуму за счет высокого качества оборудования, периодического и непрерывного контроля за его состоянием; своевременным срабатыванием систем защиты ядерной установки, предотвращающих возникновение и развитие аварии; разработки системы локализации распространения радиоактивных веществ за пределы АЭС и надежных систем аварийного охлаждения. Наиболее опасной считается крупная невосполнимая течь теплоносителя I контура с последующим нарушением теплового режима активной зоны реактора, разгерметизацией оболочек твэлов и далее частичным оплавлением ядерного топлива. Согласно этой модели предполагается, что развитие крупной аварии на реакторах типа ВВЭР может происходить в три последовательные этапа:

I этап - разрыв I контура и невосполнимая штатными средствами течь теплоносителя в герметичное помещение, где расположено оборудование;

II этап - частичное или полное разрушение оболочек твэлов;

III этап - частичное оплавление ядерного горючего.

Основная тактика обеспечения безопасности по модели работы /I4/ сводится к тому, чтобы на I этапе аварии беспрепятственно с помощью взрывных клапанов выбросить в атмосферный воздух паровоздушную смесь теплоносителя и максимально ограничить развитие II и III этапов аварии путем использования специальной системы аварийного охлаждения и конденсации пара и локализации активности в пределах герметичного помещения.

Назовем условно масштабом аварии (f_2) долю оплавленного ядерного топлива.

Используя экспериментальные данные работы /I3/, ниже рассчитан масштаб аварий, при котором создаются на местности дозы аварийного облучения, приведенные в табл. I для группы А.

Расчет сделан для двух групп критических изотопов: смеси ИРГ (т. е. изотопов Kr и Xe) и смеси изотопов йода. Критическими группами населения выбраны дети в возрасте до I года. Обозначим A_n и A_c активность изотопа в активной зоне и в теплоноси-

теле I контура соответственно, кюри. Тогда полная активность аварийного выброса Q будет равна

$$Q = A_c f_3 f_4 f_5 f_6 \quad \text{I этап аварии} \quad (1)$$

$$Q = A_n f_1 f_5 f_6 \quad \text{II этап аварии} \quad (2)$$

$$Q = A_n f_1 f_2 f_3 f_6 \quad \text{III этап аварии} \quad (3)$$

Коэффициенты f_i приведены в табл. 7.

Таблица 7

Коэффициенты для расчета аварийных выбросов

Название коэффициента	ИРГ	Иод - I3I	Этап аварии
f_1 - доля активности, выходящей из твэла	$(0,12-2)10^{-2}$ 1,0	$(0,12-2)10^{-2}$ 0,8	II III
f_2 - доля оплавленного топлива-масштаб аварии	Подлежит определению		III
f_3 - доля активности, вышедшая из технологического оборудования (с учетом адсорбции на внутренних поверхностях оборудования и трубопроводов)	1,0	0,5-1,0	I
f_4 - доля от содержащегося в теплоносителе газа, вышедшего при разрыве I контура	1,0	0,4	I
f_5 - доля активности теплоносителя, переходящая в парогазовую форму	1,0	$1 \cdot 10^{-2}$	I
f_6 - доля активности, вышедшая из технологического помещения (уменьшение обусловлено адсорбцией на стенах помещений и оборудования, а также радиоактивным распадом)	0,25	0,1	I-III

Поскольку в нашей работе ставится задача определения масштаба аварии, т. е. коэффициента f_2 на III стадии аварии, мы не приводим здесь результатов расчета выбросов для первого этапа аварии. Упомянем лишь, что по расчетам /13/ они не создают чрезвычайно опасных доз на местности. Методически масштаб III этапа определяется следующим образом: вначале рассчитывается аварийный выброс (Q), при котором создаются дозы аварийного облучения, приведенные в табл. I. Затем из соотношения (3) определяется соответствующая этому выбросу процентная доля поврежденной активной зоны f_2 , условно названная масштабом аварии, т. е.

$$f_2 = (Q \cdot 100\%) / (A_n f_1 f_3 f_6). \quad (4)$$

Соотношение между индивидуальной дозой D и кратковременным выбросом Q имеет следующий вид:

$$D = P \frac{\text{бэр.м}}{\text{сек.кюри}} C_1 \frac{\text{сек}}{\text{м}^3} Q \text{ кюри}. \quad (5)$$

Здесь C_1 - так называемый метеорологический фактор разбавления

(или фактор "вытяжки"), определяемый известной формулой Пасквилла-Гиффорда, для короткого выброса. Графическая зависимость C_1 от расстояния, высоты выброса, скорости осаднения и категорий погоды по Пасквиллу даны, например, в работах /15, 16/. $\bar{P}$ - нормализованный множитель, численно равный мощности дозы бэр/сек при концентрации изотопа в воздухе γ , кюри/м³.

Для ряда задач более удобно соотношение

$$D \text{ бэр} = \bar{P} \frac{\text{бэр.м}^3}{\text{сек.кюри}} \left(\gamma \frac{\text{кюри}}{\text{м}^3} t \text{ сек} \right) \quad (6)$$

Здесь t - продолжительность экспозиции. Величину (γt) при постоянной во времени концентрации и $\int \gamma(t) dt$ при зависящей от времени концентрации называют интегралом концентрации.

Таким образом, из формулы (6) может быть определен интеграл концентрации (γt) или $\int \gamma(t) dt$ соответствующий заданной дозе D . Рассмотрим более подробно значения нормализованного множителя $\bar{P}$. Для расчета поля γ -излучения от факела радиоактивных газов ИРГ обычно допускается предположение о полубесконечном размере облака. Как известно, в этом случае

$$\bar{P} = 0,25 E (\text{бэр.м}^3) / (\text{кюри.сек}), \quad (7)$$

где E - энергия γ -квантов, Мэв/распад.

Для этих условий γ -излучение на местности (с учетом многократного рассеяния в воздухе) может быть рассчитано также по формуле:

$$D, \text{ рад} = 2\pi 0,87 (\gamma t) \sum \frac{K_{\gamma,i}(E_i)}{\gamma_i(E_i)}, \quad (8)$$

где $K_{\gamma,i}(E_i)$ - гамма-постоянная i -ой энергии, $\frac{(\text{р.м}^2)}{(\text{сек.кюри})}$; $\gamma_i(E_i)$ - коэффициент истинного поглощения γ -квантов в атмосферном воздухе, 1/м; 0,87 - переводной множитель от единиц рентген к рад.

В табл. 8 приведены уточненные радиационные характеристики для смеси ИРГ и изотопов йода, относящиеся к реактору на тепловых нейтронах типа ВВЭР-440 с тепловой мощностью 1400 Мвт, продолжительность кампании $T = 3$ года и выдержка - от 0 до 6 часов.

Для расчета дозы γ -излучения использовались нормализованные множители $\bar{P}$, приведенные в формуле (7) или табл. 8. Для расчета дозы на щитовидную железу детей нормализованные множители получены, исходя из стандартов МКРЗ и модели, предложенной в работе /17/. При ингаляционном пути поступления I-131 $\bar{P} = 800$, I-131 в сопровождении I-132-I-135 $\bar{P} = 1440$ и при поступлении I-131 через молоко $\bar{P} = 1,5 \cdot 10^5 (\text{бэр.м}^3) / (\text{кюри.сек})$. Заметим, что интегралы концентрации (γt) , соответствующие заданной дозе D , могут быть получены с помощью формулы (6) из соотношения

$$(\gamma t) (\text{кюри.сек}) / \text{м}^3 = D \text{ бэр} / \bar{P} (\text{бэр.м}^3) / (\text{кюри.сек}) \quad (9)$$

При разовом загрязнении пастбищ используются такие соотношения: $\bar{P} = 10,7 (\text{бэр.л молока}) / (\text{мккюри.сутки})$. Для детей до 1 года доза D на щитовидную железу равна: 11,5 бэр/мккюри I-131, 20,5 бэр/мккюри I-131 в присутствии I-132 - I-135 при ингаляции и 15,5 бэр/мккюри I-131 при поступлении с молоком. Расчет масштаба аварии произведен для дозы аварийного облучения 25 бэр от внешнего γ -излучения и 75 бэр на щитовидную железу детей (т. е. дозы, не требующие принятия специальных защитных мероприятий). За основу принят серийный реактор типа ВВЭР-440. Расстояния, где расположены населенные пункты - рецепторы, выбраны равными:

Таблица 8

Радиационные характеристики для смесей ИРГ
и изотопов йода реактора ВВЭР-440

Величина	Время выдержки, мин						
	0	1	10	30	60	180	360
Полное содержание в активной зоне, 10^6 кюри							
Kr, Xe	590	490	341	286	256	218	188
I-131 - I-135	380	360	330	320	300	240	200
I-131	34,8	34,8	34,8	34,8	34,8	34,6	34,4
Энергия E, Мэв/распад	0,74	0,57	0,52	0,51	0,47	0,35	0,25
K_{γ} , р.м ² /сек.кюри, 10^{-5}	7,90	6,4	5,7	6,1	6,0	4,9	3,8
P, бэр.м ³ /сек.кюри	0,18	0,14	0,13	0,13	0,12	0,081	0,061

$R_1 = 50$ км и $R_2 = 4$ км. Скорость осаждения на почву V_g для ИРГ принята равной нулю, а для изотопов йода $V_g = 1$ см/сек. Категория погоды принята по классификации Пасквилла. За $f_2 = 100\%$ принято полное оплавление ядерного горючего активной зоны. При этом сделано допущение, что специальных мер по подавлению и локализации активности не сделано. Результаты расчета масштаба аварии приведены в табл. 9.

Таблица 9

Масштаб аварии $f_2\%$, при котором может достигнуть доза внешнего облучения на все тело 25 бэр и доза на щитовидную железу у детей 75 бэр, $h_{эфф} = 30$ м (для реактора ВВЭР-440)

ПДД, источник	Категории погоды по Пасквиллу					
	A	B	C	D	E	F
Расстояние $R_1 = 50$ км						
D = 25 бэр, ИРГ	>100	>100	>100	>100	>100	>100
D = 75 бэр, I-131, вдыхание	>100	>100	>100	>100	23	62
D = 75 бэр, I-131-I-135, вдыхание	>100	>100	>100	78	13	35
D = 75 бэр, I-131, молоко	>100	5,6	1,8	0,7	0,12	0,32
Расстояние $R_2 = 4$ км						
D = 25 бэр, ИРГ	>100	>100	>100	>100	32	14
D = 75 бэр, I-131, вдыхание	65	5,6	3,7	1,5	0,34	0,15
D = 75 бэр, I-131-I-135, вдыхание	36	3,2	2,1	0,81	0,19	0,08
D = 75 бэр, I-131, молоко	0,35	0,03	0,02	0,008	0,0019	0,0008

Из табл. 9 видно, что для населенного пункта, находящегося на $R_1 = 50$ км, допустимые дозы аварийного облучения 25 бэр внешнего γ -излучения и 75 бэр на щитовидную железу детей при вдыхании изотопов йода или совсем не достигаются даже при стопроцентном оплавлении активной зоны, или достигаются при очень большом (и маловероятном) повреждении активной зоны. Исключение составляет пищевой путь поступления йода: если загрязняются пастбища, то достаточно сравнительно небольшого масштаба аварии ($f_2 = 0,12-1,8\%$ для категорий C - F), чтобы появилась необходимость принятия решения - прежде всего ограничения потребления молока.

На расстоянии 4 км радиационная обстановка ухудшается и при меньших масштабах аварии. Тем не менее поле γ -излучения от облака ИРГ (кроме двух последних категорий E и F) все же оказывается сравнительно небольшим даже при крупных авариях.

Однако опасность облучения изотопами йода может быть значительной даже при небольших масштабах аварии, когда оплавляются лишь доли процента ядерного горючего. Естественно, что с помощью рассмотренного метода может быть решена и другая задача - расчет дозы на население при заданном масштабе аварии.

Подобные расчеты необходимы для разработки инженерных мероприятий по подавлению активности при авариях.

Заметим, что изложенная методика определения масштаба аварии (f_2) с помощью соотношения (4) не зависит от выбранной модели подавления активности. (Здесь мы использовали одну из возможных моделей /14/.) Коэффициенты "естественной фильтрации" активности f_1 (оболочками твэлов), f_2 (стенками трубопроводов и оборудования) и f_6 (стенами помещений АЭС) характерны для любого типа аварии.

5. О методике расчета популяционной дозы

В настоящее время при оценке степени риска для населения от применения атомной энергии рассчитывают популяционную дозу. При этом обычно используется единица размерности "человек.бэр". Если N_j - число лиц, получивших дозу от определенного вида радиации D_j бэр, то популяционная доза может быть определена из соотношения

$$D_p = N_j D_j. \quad (10)$$

Расчет популяционной дозы по формуле (10) может быть сравнительно легко осуществим от непосредственных прямых путей воздействия радиации на человека, например: на профессиональных работников атомных производств, на население от внешнего потока γ -квантов радиоактивного облака или осадков на почве; от вдыхания радиоактивных аэрозолей и т. д.

Но применение формулы (10) становится затруднительным, а иногда даже невозможным, когда нужно определить вклад в популяционную дозу от загрязненных продуктов питания, которые проходят длительный путь от места их производства (и радиоактивного загрязнения) до потребителя. Это в первую очередь относится к таким долгоживущим изотопам как H-3, C-14, Sr-89, 90, I-129, Cs-137 и ряду других. При определенных условиях это относится и к I-131.

Хотя степень загрязнения пищевых продуктов вблизи атомного объекта может быть известна, но, в какой местности, кем и когда они потребляются, часто является неопределенным. Для такого пути воздействия нами предлагается упрощенная схема, которая, однако, требует дискуссионного обсуждения.

Определим вклад в популяционную дозу от определенного изотопа в форме

$$D_p = \sum_j D \left(\frac{\text{бэр}}{\text{кюри}} \right) N_j (\text{чел}). I_{m,j} \left(\frac{\text{кюри}}{\text{чел}} \right) = D I_m. \quad (11)$$

Здесь, бэр/кюри, - нормированная доза при поступлении в организм единичной активности $I_m = N_j I_{m,j}$ - кюри, суммарное содержание изотопа в продуктах питания в момент заглатывания пищи, - поступление в организм данного изотопа с пищей количеству лиц N_j (индекс j относится к уровню загрязненности пищи). Дозовый коэффициент D зависит от возраста человека, пути поступления в организм и радиобиологических констант и с помощью стандартов МКРЗ может быть рассчитан. Обратим внимание прежде всего на то, что в формуле (11) популяционная доза выражается в единицах "бэр", а не "человек.бэр". Собственно эта размерность для D_p вытекает и из формулы (10), если в ней доза на индивидуум D выражается в "бэр/человек". Рассмотрим теперь более подробно множитель I_m .

Если исходить из концепции беспороговости действия радиации,

то при расчете популяционной дозы D_p , а следовательно, степени риска, нет необходимости знать, как и где распределились загрязненные продукты в данной популяции. Достаточно знать, сколько радиоактивного вещества находилось в данных продуктах питания в момент их потребления населением. В простейшем случае (если пренебречь радиоактивным распадом, изменением концентрации при переработке и т. д.) суммарное поступление I_m в организм людей с продуктами питания можно заменить суммарным содержанием активности данного изотопа в продуктах питания A_m , т. е.

$$I_m, \text{ кюри в организм людей} \approx A_m \text{ кюри в продуктах питания} \quad (I2)$$

Суммарную величину активности в продуктах питания, употребляемых человеком или животными (например, коровами) определить значительно легче, чем индивидуальную дозу на отдельное лицо. Эту характеристику можно получить путем непосредственных измерений уровней загрязнения продуктов питания или путем расчета, применяя, например, методику Пасквилла-Гиффорда /18-20/ с заданной скоростью осаждения на почву. В последнем случае для оценки популяционной дозы требуется знание нормализованной дозы $\bar{d}$, бэр/кюри, и выброса в вентиляционную трубу Q , кюри.

Формула (5) дает возможность рассчитать дозу от выбросов АЭС на отдельное лицо из населения, т. е. индивидуальную дозу, и входящий в эту формулу множитель C_i представляет собой "индивидуальный" коэффициент разбавления. Если пользоваться моделью Гиффорда, то при разовом выбросе C_i определяется в виде

$$C_i = \frac{F(x)}{\pi \sigma_y \sigma_z u} \exp \left\{ -\frac{1}{2} \left(\frac{y^2}{\sigma_y^2} + \frac{z^2}{\sigma_z^2} \right) \right\}, \quad (I3)$$

где $F(x)$ - безразмерная функция, учитывающая истощение радиоактивного факела за счет радиоактивного распада и осаждения изотопов на почву. Остальные величины общеизвестны /19, 20/.

Расчет популяционной дозы может быть сделан по формуле, аналогичной (5), с той лишь разницей, что в нее входит популяционный фактор разбавления C_p :

$$C_p = \int \rho C_i dS = \bar{\rho} \int C_i dS = \bar{\rho} \bar{C}_p, \quad (I4)$$

где ρ - распределение по площади населения, животных или урожайности культур на 1 м², а $\bar{C}_p$ = нормированный популяционный фактор разбавления, сек/м.

Поскольку угол расширения струи выбросов обычно меньше 90°, то удовлетворительным приближением можно сделать замену $y = \theta x$ и $\sigma_y = \sigma_\theta x$, где θ - азимутальный угол между направлением на рецептор и осью струи, σ_θ - его дисперсия. Подставляя в (I4) значение C_i из формулы (I3) и производя интегрирование по окружности, получим

$$\bar{C}_p = \sqrt{\frac{2}{\pi}} \frac{F(x)}{u} \int_0^x \frac{1}{\sigma_z} \exp \left(-\frac{z^2}{\sigma_z^2} \right) dr. \quad (I5)$$

Тогда по аналогии с формулой (5) при прямом пути воздействия радиации на человека популяционная доза D_p будет равна

$$D_p = \bar{P} \left(\frac{\text{бэр}}{\text{человек}} \right) \left(\frac{\text{м}^3}{\text{кюри сек}} \right) \bar{\rho} \left(\frac{\text{человек}}{\text{м}^2} \right) \bar{C}_p \left(\frac{\text{сек}}{\text{м}} \right) Q \text{ (кюри)}. \quad (I6)$$

При учете более сложного пути воздействия, когда загрязненные ра-

диоактивными веществами продукты питания поступают в торгово-заготовительную сеть, по аналогии с формулой (II) имеем

$$D_p = \bar{D} \left(\frac{\text{бэр}}{\text{кюри}} \right) I_m (\text{кюри}) = \bar{D} \left(\frac{\text{бэр}}{\text{кюри}} \right) k \left(\frac{\text{м}}{\text{сек}} \right) \bar{C}_p \left(\frac{\text{сек}}{\text{м}} \right) Q (\text{кюри}). \quad (I7)$$

В формулах (I6, I7) $\bar{C}_p$ определяется выражением (I5). Коэффициент k зависит от типа пищевой цепочки для данного изотопа. Например, при поступлении изотопа в организм через цепочку воздух-пастбище-молоко-человек коэффициент k будет равен

$$k = k_1 V_g \left(\frac{\text{м}}{\text{сек}} \right) \bar{\rho} \left(\frac{\text{коров}}{\text{м}^2} \right) \zeta S \frac{\text{м}^2}{\text{корова.сутки}} \frac{T_{\text{эфф}} \text{сутки}}{0,693} \quad (I8)$$

Здесь k_1 - доля от поедаемого коровой с кормом изотопа, перешедшая в молоко; V_g - скорость оседания изотопа на почву; $\bar{\rho}$ - средняя плотность коров на загрязненной территории; ζ - доля изотопа, задерживающаяся на траве; S - площадь, с которой корова поедает траву в течение одних суток; $T_{\text{эфф}}$ - эффективный период полувыведения изотопа из съедобной части травы.

Для других пищевых цепочек, например, воздух-зерновые культуры-человек коэффициент будет равен

$$k = k_2 \left(\frac{\text{кюри/кг}}{\text{кюри/м}^2} \right) V_g \frac{\text{м}}{\text{сек}} \bar{\rho} \frac{\text{кг}}{\text{м}^2} \quad (I9)$$

Здесь k_2 - активность изотопа в I кг зерна, полученного с территории, загрязненной интегральным выпадением I кюри/м²; $\bar{\rho}$ - урожайность, кг/м²; V_g - скорость оседания, м/сек.

Фактор $\bar{C}_p$ - весьма удобная для оценочных расчетов величина, зависящая только от условий истечения и разбавления примеси. Как видно из формулы (I5), он не зависит от горизонтальной дисперсии σ_y . Рост вертикальной дисперсии (σ_z) с расстоянием ограничен толщиной слоя перемешивания. Поэтому единственным фактором, ограничивающим величину $\bar{C}_p$, является истощение струи за счет радиоактивного распада во время движения и выпадения на почву. Для долгоживущих изотопов расстояние, для которого необходимо рассчитывать $\bar{C}_p$, достигает сотен и даже тысяч километров. Время движения выбросов со средним ветром на столь большие расстояния превосходит сутки. Поэтому при расчете $\bar{C}_p$ существенным оказывается суточный ход категории стабильности. Фактор $\bar{C}_p$ является численной величиной, не зависящей от расстояния в отличие от индивидуального фактора C_i , который является функцией расстояния.

В заключение отметим, что термин "бэр", в свете вышеуказанного, является более правильным критерием оценки популяционной дозы, чем широко используемый термин "человек.бэр".

Литература

1. А. М. Петросьянц. От научного поиска к атомной промышленности. Изд. 2. М., Атомиздат, 1972.
2. А. М. Петросьянц и др. Атомная энергия, 31, вып.4, 315 (1971).
3. В. П. Денисов и др. Атомная энергия, 31, вып.4, 323 (1971).
4. А. М. Петросьянц и др. Атомная энергия, 31, вып.4, 333 (1971).
5. А. И. Лейпунский и др. Атомная энергия, 31, вып.4, 344 (1971).
6. Ф. Я. Овчинников и др. Эксплуатация реакторных установок Нововоронежской АЭС. М., Атомиздат, 1972.
7. Санитарные правила проектирования и эксплуатации АЭС, СП-38/3-68. М., 1968.
8. Нормы радиационной безопасности, НРБ-69. М., Атомиздат, 1972.
9. Временные методические указания для разработки мероприятий по защите населения в случае аварии ядерных реакторов, № 872/1-70. М., 1970.

10. Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений. М., Атомиздат, 1973.
11. Ф. Я. Овчинников и др. Объем дозиметрического контроля в районе расположения Нововоронежской АЭС. Доклад на симпозиуме по вопросам безопасности АЭС. Болгария, сентябрь 1971 г.
12. Ф. Я. Овчинников и др. Газоаэрозольные отходы НВАЭС и методы их определения (см. библи. /II/).
13. Л. М. Лузанова и др. Безопасность атомных электростанций с точки зрения последствий крупных аварий. Советско-шведский симпозиум по безопасности АЭС. Швеция, Стутсвик, март, 1973 г.
14. А. М. Букринский и др. Система обеспечения безопасности при авариях с разуплотнением первого контура (см. библи. /I3/).
15. A. J. Brook. The Effect of deposition on the concentration of winborne material. UKAEA, AHSB(S)R 157, Risley, 1968.
16. Pamela B. Bryant. Methods of estimation of the dispersion of windborne material and data to assist in their application. UKAEA, AHSB(RP)R 42, Harwell, 1964.
17. Pamela M. Bryant. Health Physics, 17, No 1, 51 (1969).
18. F. Pasquill. The Meteorology Magazine, 90, 33 (1961).
19. F. A. Gifford. J. Appl. Meteorology, 6, 644 (1967).
20. Application of meteorology to safety at nuclear plants, IAEA, Safety series, No 29, Vienna, 1968.