

УДК 621.039.58

Некоторые вопросы радиационной безопасности АЭС с ВВЭР-440

ВОРОНИН Л. М., ВОЛКОВ А. П., КОЗЛОВ В. Ф.

После сооружения и пуска первых серийных АЭС с реактором ВВЭР-440 НВАЭС (третий и четвертый блоки) проработала более четырех лет, Кольская АЭС (первый и второй блоки) — около трех лет [1]. Имеющиеся данные свидетельствуют о надежном обеспечении радиационной безопасности персонала и населения.

Исследование эффективности биологической защиты n , γ -излучений активной зоны реактора и трубопроводов с циркулирующим теплоносителем проводилось в период физического и энергетического пусков блоков.

В период физического пуска имелся доступ к оборудованию первого контура и к приреакторному пространству, что позволило исследовать защиту этих зон.

После некоторого периода работы на номинальной мощности была собрана информация не только об излучении активированных атомов водного теплоносителя, но и о накопившихся в воде и на оборудовании первого контура активных продуктах деления и коррозии.

Эти исследования показали, что уровень проникающих излучений при работе реактора на номинальной мощности в основном не превышает 28; 2,8 и 1,4 мбэр/ч соответственно, установленного санитарными правилами ОСП—72 [2] для необслуживаемых, полубслуживаемых помещений и помещений постоянного пребывания персонала. В некоторых случаях они значительно меньше проектных величин. Выявленные наряду с этим отдельные незначительные дефекты биологической защиты не вызывают существенного облучения персонала, так как имеют локальный характер и находятся в необслуживаемых зонах (эти дефекты — результат некачественной заливки бетона и засыпки серпантинита при строительстве АЭС либо вследствие мелких конструктивных недочетов).

Таким образом, для ВВЭР-440 возможно снижение весогабаритных характеристик био-

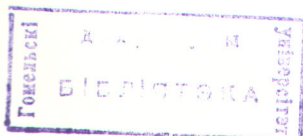
логической защиты при условии повышения качества ее сооружения, что согласуется с низкой дозой облучения персонала за год, не превышающей в среднем 5% ПДД. Причем ~70% этой дозы персонал набирает в период перегрузки ядерного топлива и профилактического ремонта на остановленном реакторе за счет γ -излучения радиоактивных отложений продуктов коррозии (^{110m}Ag , ^{60}Co , ^{54}Mn и других) на оборудовании (табл. 1).

На состояние радиационной обстановки внутри АЭС и вне ее может оказывать заметное влияние радиоактивность долгоживущих нуклидов, накапливающихся в процессе эксплуатации в теплоносителе и мигрирующих затем из него. Уровень активности определяется числом твэлов с поврежденными сблочками и степенью их повреждения, а также активацией продуктов коррозии, циркулирующих через активную зону. Эксплуатация ВВЭР-440 допускается не более чем с 1% газонеплотных твэлов и 0,1% твэлов, имеющих контакт теплоносителя с топливом.

Такому количеству дефектных твэлов в активной зоне ВВЭР-440 соответствует расчетный состав (см. табл. 1) газообразных и летучих продуктов деления. В табл. 1 дана также измеренная удельная активность некоторых продуктов коррозии в воде и в отложениях на поверхности оборудования первого контура и приведен дозовый вклад γ -излучения отложений.

Учитывая высокий вклад в дозу ^{110m}Ag и других продуктов коррозии, в настоящее время разрабатывают и принимают технические меры по ускоренному выведению их из теплоносителя и снижению их содержания в отложениях.

Из табл. 1 видно, что расчетная активность (при номинальной мощности на момент отбора пробы) по газообразным продуктам деления достигает 0,1 Ки/л, по изотопам пода 0,01 Ки/л. Им соответствует активность ~0,01 Ки/л по не-



Расчетное и фактическое содержание некоторых продуктов деления и коррозии в теплоносителе и в отложениях ВВЭР-440 Таблица 1

Радионуклид	Активность теплоносителя, Ки/л		Активность отложений	
	расчетная	фактическая *	Ки/см ²	Вклад в дозу, %
¹³³ Xe	$9,3 \cdot 10^{-2}$	$2,4 \cdot 10^{-3}$	—	—
¹³⁵ Xe	$1,2 \cdot 10^{-2}$	$3,0 \cdot 10^{-4}$	—	—
^{85m} Kr	$2,0 \cdot 10^{-4}$	$6,1 \cdot 10^{-5}$	—	—
⁸⁸ Kr	$2,1 \cdot 10^{-3}$	$8,1 \cdot 10^{-5}$	—	—
³ H **	$8,2 \cdot 10^{-5}$	$2 \cdot 10^{-5}$	—	—
	$1,0 \cdot 10^{-4}$	$-3 \cdot 10^{-6}$	—	—
¹³⁹ Ba	$5,7 \cdot 10^{-4}$	$1,5 \cdot 10^{-5}$	—	—
¹⁴⁰ La	$6,3 \cdot 10^{-6}$	—	$3,8 \cdot 10^{-8}$	4,1
¹³¹ I	$1,7 \cdot 10^{-3}$	$4,6 \cdot 10^{-5}$	$1,3 \cdot 10^{-8}$	0,2
¹³³ I	$4,3 \cdot 10^{-3}$	$1,3 \cdot 10^{-4}$	—	—
¹³⁵ I	$3,3 \cdot 10^{-3}$	$1,2 \cdot 10^{-4}$	—	—
⁹¹ Sr	$1,7 \cdot 10^{-4}$	$2,5 \cdot 10^{-6}$	—	—
⁹² Sr	$3,0 \cdot 10^{-4}$	$1,2 \cdot 10^{-5}$	—	—
⁶⁰ Co	$4,0 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-8}$	$1,4 \cdot 10^{-7}$	19,0
⁵⁸ Co	—	$8 \cdot 10^{-9}$	$3,0 \cdot 10^{-7}$	17,0
⁵⁴ Mn	—	$2 \cdot 10^{-8}$	$2,5 \cdot 10^{-7}$	12,5
⁵⁹ Fe	$7,7 \cdot 10^{-5}$	$1 \cdot 10^{-8}$	$4,5 \cdot 10^{-8}$	2,9
⁶⁵ Zn	—	—	$9,0 \cdot 10^{-8}$	2,8
⁹⁵ Zr	$1,4 \cdot 10^{-5}$	$5 \cdot 10^{-9}$	$3,6 \cdot 10^{-8}$	1,4
^{100m} Ag	—	$6 \cdot 10^{-8}$	$2,6 \cdot 10^{-7}$	38,5
¹⁶ N	$1,2 \cdot 10^{-1}$	$\sim 1,0 \cdot 10^{-1}$	—	—
²⁴ Na	—	$5 \cdot 10^{-5}$	—	—

* При негерметичности твэлов, составляющей 0,07 допустимой.

** Первое значение активности ³H за счет тройного деления урана, второе — по реакции ¹⁰B (n, 2d) ³H.

Выброс радионуклидов из теплоносителя в технологические помещения и далее во внешнюю среду представлен на рисунке. Кривые характеризуют первый блок Кольской АЭС примерно с момента пуска в 1973 г. до первой плановой перегрузки топлива в 1975 г. Из сопоставления кривых видно, что не только содержание радионуклидов в теплоносителе, но, очевидно, и уровень его неорганизованных (и организованных) протечек, эффективность газоочистки влияют на выброс газов в атмосферу. Для этой АЭС средний за 1974—1975 гг. выброс газов составлял ~ 3 —5 Ки/сут, что свидетельствует о достаточно высокой герметичности технологического оборудования с теплоносителем и удовлетворительной работе угольных фильтров улавливания газов.

В зависимости от состояния технологического оборудования отдельных блоков неорганизованные протечки теплоносителя находятся на уровне 5—50 л/ч, что существенно меньше допустимого значения, равного 200 л/ч (для Кольской АЭС протечки в среднем не превышают 5 л/ч).

Концентрация основных радиационно-опасных изотопов в воздухе технологических помещений, технологических магистралей газоочистки и в выбросной трубе Кольской АЭС дана в табл. 2. В обслуживаемых помещениях концентрация ниже предельной чувствительности используемой дозиметрической аппаратуры.

Из табл. 2 следует, что коэффициент газоочистки фильтров, работающих в заданном технологическом режиме, по сумме изотопов ксенона составляет ~ 60 (по сумме всех газообразных

Радионуклиды, находящиеся в воздухе технологических помещений, и их выбросы в атмосферу Кольской АЭС

Таблица 2

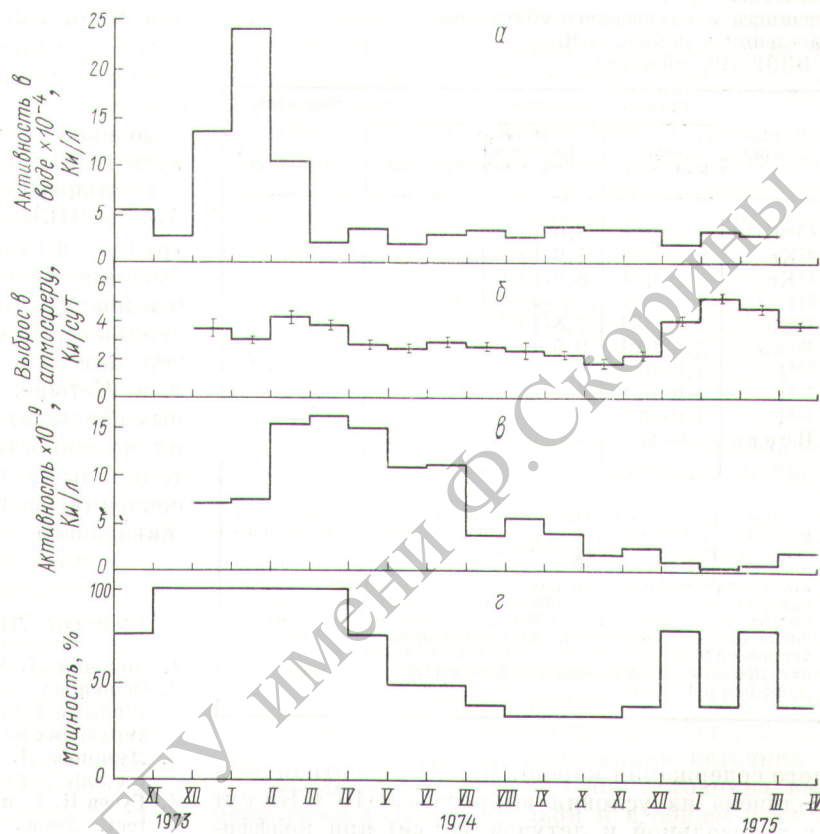
Радионуклид	Активность в воздухе, Ки/л			
	технологических помещений	до газовых фильтров	после фильтров	вентиляционной трубы
¹³¹ I	$2,7 \cdot 10^{-14}$	$4,35 \cdot 10^{-12}$ *	0	$2,5 \cdot 10^{15}$ *
		$1,21 \cdot 10^{-10}$ **	0	
¹³³ I	$3,2 \cdot 10^{-14}$	$42,2 \cdot 10^{-11}$ *	0	—
		$4,6 \cdot 10^{-10}$ **	0	
¹³³ Xe	$7,6 \cdot 10^{-10}$	$2,2 \cdot 10^{-6}$	$6,3 \cdot 10^{-8}$	$3,5 \cdot 10^{-11}$
¹³⁵ Xe	$1,4 \cdot 10^{-10}$	$9,0 \cdot 10^{-7}$	$1,4 \cdot 10^{-8}$	$7,0 \cdot 10^{-12}$

* В аэрозольной форме.

** В летучей форме.

газообразным продуктам в сухом остатке пробы, измеренной через 2 ч после отбора. Указанные значения могут изменяться в несколько раз в зависимости от уровня мощности реактора, скорости поступления воды на очистку и эффективности фильтров водоочистки, величины организованных и неорганизованных протечек воды, скорости подпитки свежей водой и др.

Фактическое значение активности изотопов ¹³¹I, ¹³³I, ¹³⁵I, ¹³³Xe, ¹³⁵Xe, ^{85m}Kr, ⁸⁸Kr и ⁹¹Sr (к концу первой кампании одного из действующих блоков АЭС с ВВЭР-440) позволяет оценить число негерметичных твэлов в активной зоне и число твэлов с более крупными повреждениями оболочек. Оценка проводится на основе принятой интерпретации механизма выхода продуктов деления из поврежденных твэлов в теплоноситель [3]. По этим данным дефекты оболочек в 10—20 раз ниже допустимого проектного значения.



Суммарная активность ^{85}mKr , ^{86}Kr , ^{133}Xe , ^{135}Xe в воде первого контура (а); выброс радиоактивных газов в атмосферу (б); активность газов в воздухе технологических помещений (в); мощность реактора (г)

нуклидов из других измерений не менее 130). Превышение в десятки раз (в технологических сдвухах) летучей формы йода над аэрозольной указывает на сравнительно более высокую опасность летучих форм йода.

Радиационная обстановка во внешней среде АЭС контролируется на расстоянии до 45—60 км. При столь невысоком выбросе в атмосферу (3—30 Ки/сут по радиоактивным газам и менее 10^{-4} Ки/сут по йоду) трудно обнаружить воздействие таких АЭС на окружающую среду [4].

Измерения показывают, что плотность радиоактивных выпадений в районе размещения АЭС, концентрация β -активных аэрозолей [$3 \cdot 10^{-5}$ Ки/(см²·сут) и $6 \cdot 10^{-17}$ Ки/л в среднем за год по суммарной β -активности] и их радионуклидный состав соответствуют глобальным выпадениям. Гамма-фон не превышает среднего по стране значения и находится в пределах 7—11 мкР/ч, не убывая по мере удаления от АЭС.

Не отмечено повышенного над фоновым содержания каких-либо радионуклидов в почве, растениях и злаках и, что особенно важно, изотопов йода в молоке коров в пастбищный период. В воде открытых водоемов (озера, реки) суммарная β -активность также не превосходит фоновых значений $\sim 10^{11}$ Ки/л.

Таким образом, оценка доз облучения населения, проживающего в районе АЭС, может быть получена расчетным путем по выбросу во внешнюю среду, а не прямым измерением на местности.

Указанные оценки с использованием методики [5] для европейской части СССР представлены в табл. 3. Высота трубы АЭС принималась равной 100 м, скорость ветра 3—4 м/с, вытянутость розы ветров 1:2.

Проектная доза внутреннего облучения щитовидной железы человека изотопами йода рассчитана в предположении, что молоко потребляется только из зоны воздействия выбросов в течение одного полугодия (в период пастбищ-

Расчетные среднегодовые дозы внешнего и внутреннего облучения населения в районе АЭС с ВВЭР-440, мбэр/год

Таблица 3

Радионуклид	Внешнее облучение		Внутреннее облучение	
	проектная доза	фактическая доза	проектная доза	фактическая доза
^{85m}Kr	$3,5 \cdot 10^{-3}$	$9,0 \cdot 10^{-6}$	—	—
^{87}Kr	$6,7 \cdot 10^{-2}$	$1,6 \cdot 10^{-4}$	—	—
^{88}Kr	$3,2 \cdot 10^{-1}$	$8,0 \cdot 10^{-4}$	—	—
^3H	—	—	$1,5 \cdot 10^{-3}$	$4,0 \cdot 10^{-6}$
^{133}Xe	$3,1 \cdot 10^{-1}$	$7,8 \cdot 10^{-4}$	—	—
^{135}Xe	$3,8 \cdot 10^{-1}$	$9,5 \cdot 10^{-4}$	—	—
^{131}I	$1,0 \cdot 10^{-6}$	—	23,0	$6,0 \cdot 10^{-2}$
^{133}I	$4,0 \cdot 10^{-6}$	—	2,2	$5,5 \cdot 10^{-3}$
^{135}I	$1,0 \cdot 10^{-7}$	—	0,2	$5,5 \cdot 10^{-4}$
Всего	$\sim 1,0$	$\sim 3 \cdot 10^{-3}$	$\sim 294,2$	$\sim 6,6 \cdot 10^{-2}$

Примечание. Проектное значение дозы относится к выбросу в атмосферу при работе на номинальной мощности с предельным содержанием продуктов деления в теплоносителе (до 0,1 Ки/л) и допустимой, неорганизованной протечкой теплоносителя (до 200 л/ч). Фактическое значение получено с неорганизованной протечкой 5 л/ч и активностью теплоносителя 0,01 Ки/л, т. е. при 0,1 допустимого числа твэлов с поврежденными оболочками. Если протечка теплоносителя увеличится до 50 л/ч, а активность достигнет предельной величины, то фактические дозы возрастут примерно в 100 раз.

ного содержания коров). По ^{131}I проектная доза получена из условия выброса $7,0 \cdot 10^{-3}$ Ки/сут (в аэрозольной и летучей форме) при коэффициенте скорости осаждения его из атмосферы, равном 10^{-2} м/с. Если активность не поступает через пищевую цепочку, то вкладом внутрен-

него облучения можно пренебречь (например, для Кольской АЭС).

В целом проектная и фактическая дозы внешнего и внутреннего облучения населения в районе АЭС с ВВЭР-440 не превосходят допустимого значения; внешнее облучение может достигнуть только 1—2% естественного фона.

Реальное воздействие на население выбросов АЭС с ВВЭР-440 меньше указанного, так как трудно учесть следующие факторы: время пребывания населения на открытой местности и в жилых домах, которые экранируют и в несколько раз снижают мощность дозы, характер питания населения, возрастной состав и т. п. Четырехлетний период эксплуатации первых серийных блоков АЭС с ВВЭР-440 показал их надежность и достаточно высокие эксплуатационные характеристики с точки зрения обеспечения радиационной безопасности обслуживающего персонала и населения.

Поступила в Редакцию 29/III 1976 г.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Воронин Л. М. «Теплоэнергетика», 1974, № 6, с. 5.
2. Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений (ОСП-72). М., Атомиздат, 1973.
3. Лузанова Л. М. и др. In: Soviet-Swedish Symp. Reactor Safety Problems. Pt II. Rep. IV-60, ISBN, 1973.
4. Гусев Н. Г. и др. In: Proc. Intern. Congress Rad. Protect. Assoc. Washington, 1973.
5. Методические указания по расчету предельно допустимых выбросов радиоактивных продуктов в атмосферу промышленными предприятиями. М., Гидрометеиздат, 1973.

УДК 621.039.58:621.039.519

Контроль реактивности глубоко подкритических реакторов с помощью реактиметров и корректировка аналога источника

БОНДАРЕНКО В. В., ДУЕВСКИЙ Б. Г., БАГДАСАРОВ Р. Э., ЛИТИЦКИЙ В. А., ЕФЕШИН А. Н.

Одной из важных задач в ядерной технике является контроль за величиной подкритичности реакторов и критических сборок, куда входит непрерывный контроль реактора при подходе к критическому состоянию (набор критической массы); контроль за изменением реактивности из критического состояния реактора (небольшие или кратковременные изменения реактивности) и непрерывный контроль за поведением реактора в подкритическом состоянии после срабатывания аварийной защиты.

Вопросы ядерной безопасности в этих случаях могут быть эффективно решены путем создания устройства, контролирующего реактор в реальном масштабе времени по основному параметру — реактивности. Такими устройствами являются аналоговые измерители реактивности (реактиметры), основанные на принципе анализа предыстории мощности [1—4].

Реактиметр анализирует в рамках точечной кинетики реактора поведение нейтронного потока и вырабатывает сигнал, пропорциональный