

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Акимов И. С., Минашин М. Е., Шарапов В. Н. «Атомная энергия», 1974, т. 36, вып. 6, с. 427.
2. Матвеев В. И. и др. Преприят ФЭИ-499. Обнинск, 1974.
3. Исаев Н. В., Слесарев И. С., Горбатов Н. Е. «Атомная энергия», 1975, т. 38, вып. 3, с. 164.
4. Semenza L., Lewis E., Rossow E. «Nucl. Sci. and Engng», 1972, v. 47, p. 302.
5. Miller W., Lewis E., Rossow E. «Nucl. Sci. and Engng», 1973, v. 51, p. 148.
6. Марчук Г. И. Методы расчета ядерных реакторов. М., Госатомиздат, 1961.
7. Исаев Н. В. Канд. дис. М., МИФИ, 1975.

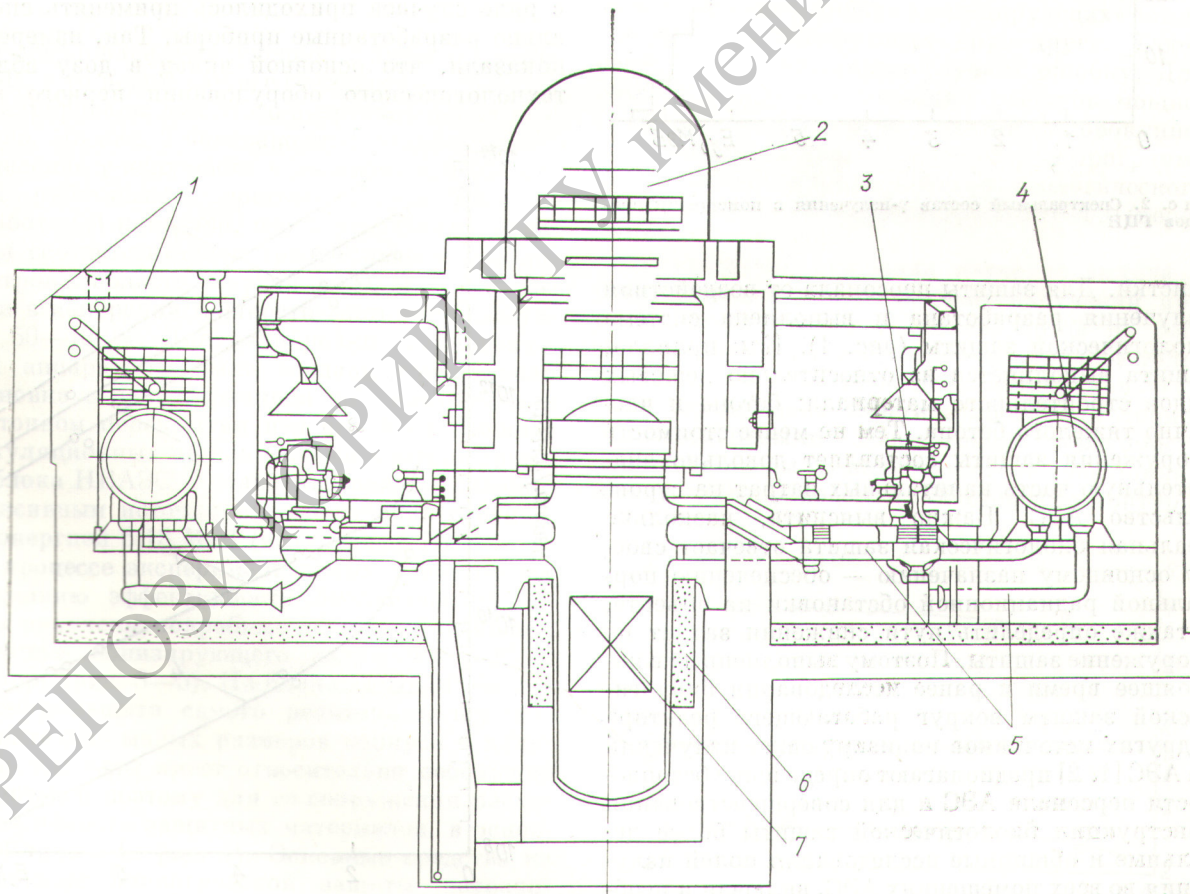
УДК 621.039.584:621.039.538.7

Пусковые испытания эффективности биологической защиты АЭС с ВВЭР

ИЗЪЮРОВ А. С., КУЖИЛЬ А. С., МИРОНОВ В. Н., РЫМАРЕНКО А. И., ЦЫПИН С. Г.

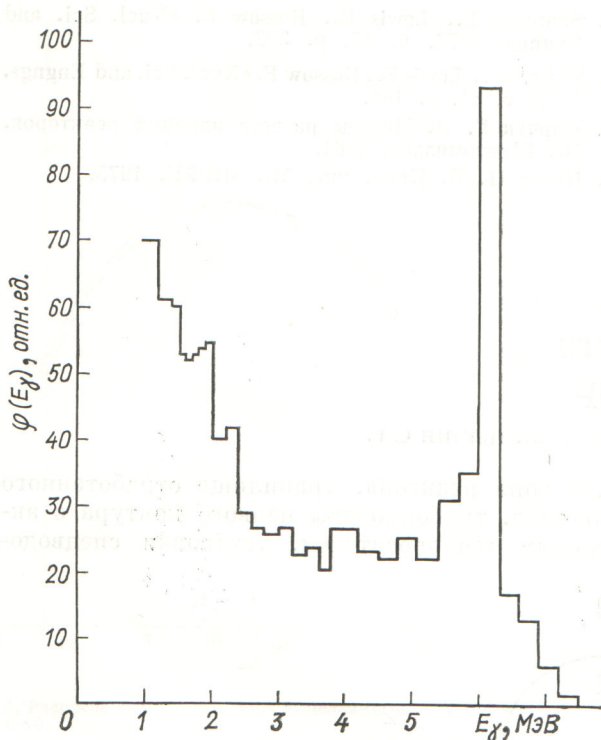
Основными источниками ядерных излучений на атомных электростанциях с водо-водяными энергетическими реакторами являются актив-

ная зона реактора, хранилище отработанного топлива, трубопроводы первого контура с активным теплоносителем, установки спецводо-



Р и с. 1. Компонновка биологической защиты ВВЭР-440:

1 — бетонная защита; 2 — защитный колпак; 3 — главный циркуляционный насос; 4 — парогенератор; 5 — магистральные трубопроводы Ду-500; 6 — кольцевой бак с водой; 7 — активная зона реактора

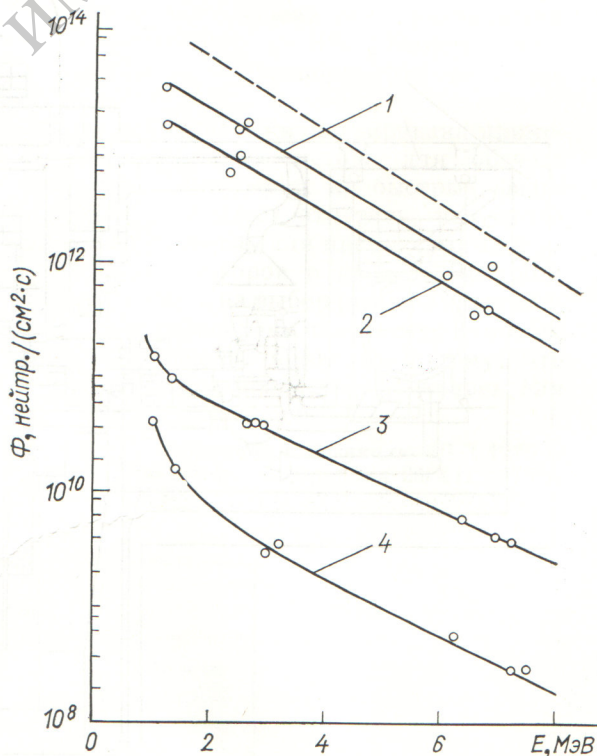


Р и с. 2. Спектральный состав γ -излучения в помещении приводов ГЦН

очистки. Для защиты персонала от воздействия излучения разработана и выполнена система биологической защиты (рис. 1). Как правило, защита выполняется из относительно дешевых видов строительного материала: бетона и частично тяжелого бетона. Тем не менее стоимость сооружения защиты составляет довольно значительную часть капитальных затрат на строительство АЭС. Важно выяснить, насколько реальная биологическая защита отвечает своему основному назначению — обеспечению нормальной радиационной обстановки на объекте, а также определить пути снижения затрат на сооружение защиты. Поэтому выполненные в настоящее время и ранее исследования биологической защиты вокруг работающего реактора и других источников ионизирующих излучений на АЭС [1, 2] предполагают определение безопасности персонала АЭС и для совершенствования конструкции биологической защиты более детальные и обширные исследования полей излучения во всех помещениях АЭС, включая и необслуживаемые помещения, доступ в которые после выхода реактора на полную мощность невозможен.

Особую проблему создают измерения полей γ -излучения и нейтронов в местах, недоступных при большой мощности реактора, например в боксе парогенераторов и т. п. Это связано с тем, что при этих измерениях (0,01—0,1% номинала) мощность реактора определяется весьма неточно (с погрешностью 200—300%). Для определения мощности реактора при исследованиях биологических защит на третьем и четвертом блоках Нововоронежской АЭС (НВАЭС) и первом блоке Кольской АЭС использовался специальный монитор активности теплоносителя по реакции $^{16}\text{O}(n, p)^{16}\text{N}$. Этот монитор, установленный на петле главного циркуляционного трубопровода Ду-500, позволил перекрывать диапазон изменения мощности в 4—5 порядков и проводить измерения вплоть до номинальной мощности.

При измерениях в основном использовалась стандартная дозиметрическая аппаратура, но в ряде случаев приходилось применять специально разработанные приборы. Так, измерения показали, что основной вклад в дозу вблизи технологического оборудования первого кон-



Р и с. 3. Энергетическое распределение быстрых нейтронов в реакторах НВАЭС [4] в центрах активной зоны реактора первого (1) и второго (2) блоков; за тепловым экраном (3) и за корпусом реактора второго блока (4); — — — спектр деления

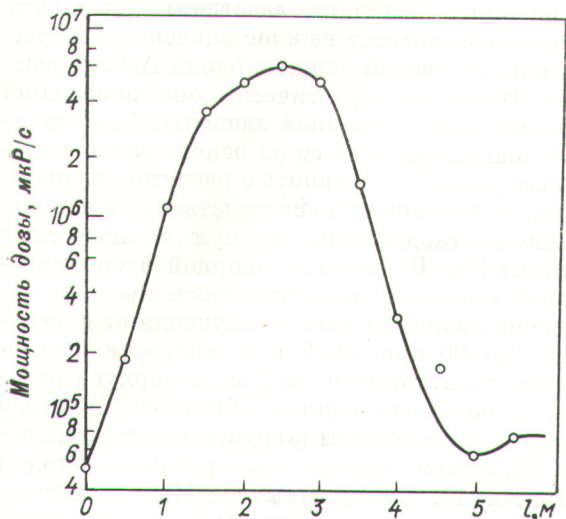


Рис. 4. Мощность дозы γ -излучения в каналах ионизационных камер

тура обусловлен γ -излучением с энергией выше 3 МэВ, в то время как все стандартные приборы не калиброваны для этого энергетического диапазона. На рис. 2 показано энергетическое распределение γ -излучения в помещении приводов ГЦН работающего третьего блока НВАЭС. В работе [3] показано, что в результате отсутствия соответствующей градуировки гамма-дозиметров в области энергий 3—10 МэВ погрешности в измерении мощности дозы могут достигать 50—100%. Для калибровки дозиметрической аппаратуры была создана специальная установка с использованием сквозного канала в бетонном перекрытии над одной из главных циркуляционных петель первого контура третьего блока НВАЭС. Установка является высокоинтенсивным источником γ -излучения с основной энергией 6,13 МэВ (излучение ^{16}N).

В процессе экспериментальных работ по исследованию эффективности биологической защиты получены подробные данные об основном источнике ионизирующего излучения АЭС — реакторе (рис. 3—5). На блоках с ВВЭР биологическая защита самого реактора вследствие сравнительно малых размеров корпуса и наличия в нем воды имеет относительно небольшие габариты, и поэтому для ее сооружения требуется немного защитных материалов, в основном бетона (см. рис. 1). Основные средства на сооружение биологической защиты затрачиваются на сооружение бетонных стен вокруг оборудования первого контура — парогенераторов, насосов, трубопроводов.

Доминирующим излучением из теплоносителя, от которого нужно защищаться, является γ -излучение ^{16}N с энергией 6,13 МэВ. Следовательно, мощными источниками излучений будут циркуляционные трубы, парогенераторы и другое оборудование первого контура, которое размещено в пространстве вокруг реактора. Таким образом, приходится иметь дело с объемными источниками γ -излучения, часто экранирующими друг друга, сложной формы и весьма различной мощности.

Исторически сложилось так, что при проектировании первых блоков с реактором ВВЭР основное внимание уделялось конструкции биологической защиты основного источника ионизирующего излучения — реактора. В то же время методика расчета биологической защиты первого контура ВВЭР была несколько упрощенной. Обычно при проектировании АЭС расчет биологической защиты первого контура проводится для одного-двух «доминирующих» источников, не экранирующих друг друга. Такой расчет дает в некоторых случаях ошибку. Для совершенствования методики расчетов мощности дозы γ -излучения за защитой от совокупности объемных источников выполнена программа исследований полей в районе технологического оборудования первого контура ВВЭР-440 (перед защитой и за ней).

Исследования включали изучение выхода и распределения мощности дозы излучений при удалении от этих источников, когда из рассматриваемой точки практически «видно» только один, два и больше двух источников. Так была исследована зарегистрированная термoluminesцентными дозиметрами зависимость мощности дозы γ -излучения от расстояния между трубопроводом Ду-500 первого контура,

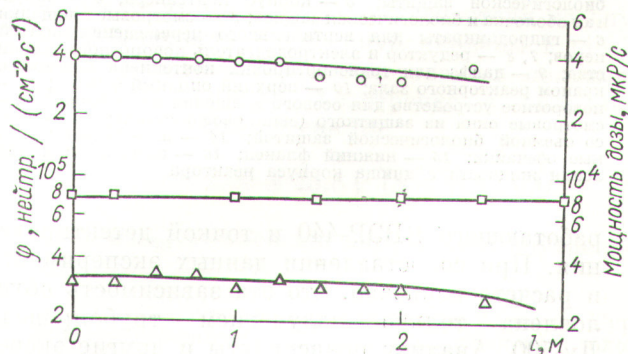


Рис. 5. Распределение нейтронного и γ -излучений под корпусом реактора:

○, Δ — тепловые и быстрые нейтроны; □ — γ -кванты

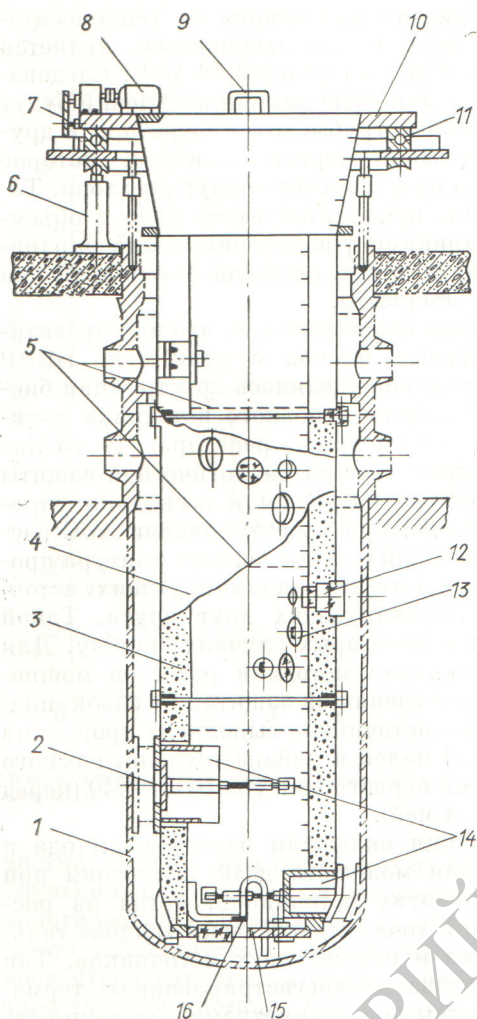


Рис. 6. Защитный контейнер для ревизии стенок корпуса реактора:

1 — корпус обследуемого реактора; 2 — раздвижные шторы биологической защиты; 3 — корпус контейнера; 4 — наружная оболочка и биологическая защита; 5 — смотровые площадки; 6 — гидродомкраты для вертикального перемещения контейнера; 7, 8 — редуктор и электродвигатель поворотного устройства; 9 — цапфа для транспортировки контейнера подъемным краном реакторного зала; 10 — верхний опорный фланец; 11 — поворотное устройство для осевого вращения контейнера; 12 — смотровые окна из защитного (свинцового) стекла; 13 — люки со съемной биологической защитой; 14 — выдвигаемые защитные обечайки; 15 — нижний фланец; 16 — эжектор для удаления жидкости с дна корпуса реактора

работающего ВВЭР-440 и точкой детектирования. При сопоставлении данных эксперимента и расчета показано, что эта зависимость обусловлена только излучением трубопровода Ду-500. Анализу подвергнуты и другие экспериментальные данные, характеризующие поле излучения технологического оборудования первого контура.

Поскольку величина «азотной» активности теплоносителя имеет важное значение для расчета биологической защиты блока АЭС с реактором ВВЭР-440 (фактически она определяет основную массу бетонной защиты), было целесообразно определить ее на основе экспериментальных данных и сравнить с расчетными значениями, полученными непосредственно с использованием стандартных формул и известных констант [5]. В качестве опорной экспериментальной величины использовалось значение измеренной мощности дозы γ -излучения на поверхности Ду-500 при 100%-ной мощности реактора в месте, отстоящем на 7 м от корпуса реактора. С помощью формул обратного перехода от этой мощности дозы к активности теплоносителя [6], а также специальных расчетов методом Монте-Карло, выполненных А. Н. Кожевниковым, были получены величины «азотной» активности теплоносителя в рассматриваемом месте трубопровода Ду-500, которые хорошо согласуются с уточненными проектными данными. Следует отметить, что расчеты методом Монте-Карло более корректно учитывают вклад в мощность дозы рассеянного γ -излучения, выходящего из трубопровода Ду-500, чем расчеты по формулам работы [6].

Исследования показали, что на блоках АЭС с ВВЭР-440 в основном нормальная радиационная обстановка. В помещениях постоянного обслуживания суммарная мощность дозы не превосходит проектных значений (1,4 мбэр/ч). В обслуживаемых и необслуживаемых помещениях мощность дозы γ -излучения в среднем соответствует проектным значениям (2,8 и 28 мбэр/ч соответственно).

Экспериментальные данные определяют дальнейшее совершенствование биологической защиты блока АЭС с реактором ВВЭР. Так, на основе полученных в процессе исследований данных в настоящее время разрабатывается методика расчета на ЭВМ биологической защиты первого контура, необходимая проектировщикам новых АЭС с ВВЭР. Создается программа расчета на ЭВМ, позволяющая вычислять поле γ -излучения от сложной композиции объемных источников первого контура за барьерной и профилированной защитой. Программа удобна для выбора профиля защиты с точки зрения минимизации ее объема и стоимости сооружения.

На основании данных о плотности потока нейтронов в районе корпуса были выбраны решения по реконструкции внутрикорпусных устройств первого блока НВАЭС. Эксперименты позволили уточнить величину и распределе-

ние наведенной активности внутри стенок корпуса реактора, что использовалось при создании защитного контейнера (рис. 6). Применение последнего позволяет сэкономить 600 тыс. р. на проведение одного осмотра корпуса.

Поступила в Редакцию 7/1 1976 г.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бадяев В. В. и др. В сб.: Радиационная безопасность и защита АЭС. Вып. 1. М., Атомиздат, 1975, с. 182.

2. Глущенко А. И., Орлов Ю. В., Цыганков В. Д. Там же, с. 222.
 3. Кужиль А. С. и др. Там же, с. 85.
 4. Ломакин С. С. и др. «Атомная энергия», 1971, т. 31, вып. 1, с. 54.
 5. Роквелл Т. Защита ядерных реакторов. Пер. с англ. Под ред. С. Г. Цыпина. М., Изд-во иностр. лит., 1958.
 6. Бергельсон Б. Р., Зориков Г. А. Справочник по защите от излучения протяженных источников. М., Атомиздат, 1965.

УДК 539.125.5.173.162.3

Экспериментальное исследование влияния внутренних замедлителей кольцевых ТВЭЛОВ на резонансное поглощение ураном

КИСИЛЬ И. М., ЛЮБЧЕНКО В. Ф., МАРКЕЛОВ И. П., ОРЛОВ Р. Е., ФРОЛОВ В. В., ШАРАПОВ В. Н.

В соответствии с теорией для резонансов промежуточной ширины IR при вычислении эффективного интеграла $J_{эфф}$ уранового блока с замедлителем используется так называемое эквивалентное сечение рассеяния [1, 2]

$$\Sigma_s^* = \bar{k} \Sigma_s, \tag{1}$$

где Σ_s — макроскопическое сечение рассеяния замедлителя. Коэффициент \bar{k} получают усреднением значений $k(\lambda_i)$ для отдельных резонансов ^{238}U

$$\bar{k} = \frac{\sum_i k(\lambda_i) J_{эфф.i}}{\sum_i J_{эфф.i}}, \tag{2}$$

где индекс i относится к резонансу при энергии E_{ri} ;

$$k(\lambda_i) = 1 - \frac{\eta_i}{\lambda_i} \arctg \frac{\lambda_i}{\eta_i}; \tag{3}$$

η_i — функция, учитывающая температурную зависимость резонансного поглощения;

$$\lambda_i = \alpha E_{ri} / \Delta_{эфф.i}; \quad \alpha = 4A / (A + 1)^2; \tag{4}$$

$$\Delta_{эфф.i} = \Gamma_i \sqrt{\frac{\Sigma_0}{\Sigma_m + \Sigma_s^*}}, \tag{5}$$

где Γ_i — ширина резонанса; Σ_0 — макроскопическое сечение в резонансе:

$$\Sigma_m = 1/0,83d; \tag{6}$$

d — внешний диаметр блока. В формуле (2) суммирование ведется по «сильным» (т. е. заблокированным) резонансам. Таким образом, $\bar{k}(\lambda)$ зависит от атомной массы и сечения рассеяния замедлителя, концентрации ядер поглотителя и размеров блока, энергии и параметров резонанса и принимает значения $0 < \bar{k}(\lambda) < 1$. Для тяжелых ядер $\bar{k}(\lambda) \approx 0,15 - 0,20$ *. Зависимость \bar{k} от атомной массы замедлителя A и эквивалентного сечения рассеяния $\sigma_m = (\Sigma_m + \Sigma_s^*)/\rho$ приближенно может быть представлена как зависимость от $\lambda_0 = (a\sqrt{\sigma_m})/A$, где a — произвольный размерный коэффициент.

Результаты экспериментального исследования зависимости $J_{эфф}$ кольцевого уранового блока от атомной массы рассеивателя во внутренней полости блока опубликованы в [4—7]. При исследованиях использовалась полуэмпирическая формула Хелстренда с поправкой Карлвика и Першагена [8]:

$$J_{эфф} = 2,95 + 25,8 \sqrt{(S + \gamma_h S_{вн})/M}, \tag{7}$$

где S и $S_{вн}$ — площадь наружной и внутренней

* Отсюда следует справедливость формулы Гуревича — Померанчука [3] для $J_{эфф}$ уранового блока и для блоков большого диаметра, где ее исходное предположение $d\Sigma_s \ll 1$ не выполняется. Используя вместо Σ_s величину Σ_s^* , получаем, что условие $d\Sigma_s^* \ll 1$ выполняется и для блоков большого диаметра.