

нием может достигать 1%. С другой, переработка большого числа сборок требует больших затрат времени. Для компенсации распада ^{37}Ar (период полураспада 35 сут), в свою очередь, требуется загрузка лишних облучательныхборок. Оценки, приведенные в табл. 1, 2, соответствуют времени переработки мишени 10 сут. По-видимому, мишень из оксида кальция предпочтительнее, а для облучения все же лучше использовать ячейки активной зоны.

Как видно из табл. 2, аргон, наработанный из кальция, почти полностью состоит из ^{37}Ar . Масса аргона активностью 1 МКи при этом будет всего около 10 г или 6 л при нормальных условиях. Активность сопутствующих радиоактивных изотопов невелика. Распад ^{42}Ar , сопровождающийся распадом ^{42}K с высокоэнергетическим излучением, не вносит заметного вклада в мощность дозы, которая будет определяться тормозным излучением ^{37}Ar . Защита из нескольких около 4 сантиметров вольфрама оказывается достаточной для того, чтобы обеспечить манипуляции с источником в лаборатории в соответствии с санитарными правилами. Таким образом, источник может быть сделан достаточно компактным.

Заключение. Проведенная работа позволила убедиться в возможности и реальности получения различных уникальных источников (анти)нейтрино в быстрых реакторах. Использование высокого потока нейтронов в активной зоне быстрых реакторов позволяет приближаться к удельной активности, характерной только для специализированных высокотоочных реакторов. Быстрые реакторы, конечно, не могут конкурировать, например, с таким реактором, как СМ-2, особенно при получении изотопов в относительно небольших количествах. Хотя при облучении достаточно больших мишеней (как для рассмотренной задачи) и в СМ-2 могут возникнуть проблемы, связанные, например, с перегрузкой ловушки. Если попытаться все же определить место быстрых реакторов в ряду реакторов для наработки изотопов, то они в целом, по мнению авторов, эквивалентны тепловым реакторам с плотностью потока от нескольких единиц 10^{14} до $10^{15} \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$. На недостаток в облучательной базе такого класса указано в свое время в работе [8].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Zvonarev A.V., Koloskov B.V., Kochetkov L.A. e.a. The use of fast reactors for radioactive isotope production. — Trans. ANS, 1990, v. 62, p. 150—151.
2. Звонарев А.В., Коробейников В.В., Матвеев И.П. и др. Получение ^{60}Co в БН-350. — Атомная энергия, 1994, т. 77, вып. 6, с. 454—457.
3. Bahcal J. Neutrino Astrophysics. US, Cambridge Univ. Press, 1988.
4. Gavrin V. e.a. The gallium solar neutrino experiment. — Nucl. Phys. B(Proc. Suppl.), 1990, v. 16, p. 483—484.
5. Anselman P. e.a. — Phys. Let. B, 1992, v. 285, p. 390.
6. Raghavan R. — Rep. BNL № 50879, 1978, v. 2, p. 270.
7. Haxton W. ^{37}Ar as a calibration source for solar neutrino detectors. — Phys. Rev. C, 1988, v. 38, № 5, p. 2474—2476.
8. Киселев Г.В. Технология получения радиоактивных нуклидов в ядерных реакторах. М.: Энергоатомиздат, 1990.

Поступила в Редакцию 20.11.95

УДК 621.039.564.5.004.68

ЭТАПЫ ФИЗИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ПЕРВОЙ АТОМНОЙ ПОДВОДНОЙ ЛОДКИ «ЛЕНИНСКИЙ КОМСОМОЛ»

Цыпин С.Г. (НТЦ ЯРБ), Жирнов А.Д. (НИКИЭТ)

В работах [1—3] значительное место уделено воспоминаниям о создании реакторов для транспортных установок, в частности, первой в СССР атомной подводной лодки «Ленинский комсомол» и почти нет сведений о разработке малогабаритной и малой

массы радиационной (биологической) защиты. В связи с этим авторы настоящей статьи решили изложить в более или менее систематизированном виде исследования по физике защиты при создании подводной лодки с конца 1952 г. (начала проектирования) и до июня 1958 г. (швартовых испытаний).

Конструкторские проработки компоновки реакторного оборудования и радиационной защиты проводились в НИИхиммаше (впоследствии НИКИЭТ) [3], при этом массогабаритные характеристики подводной лодки в значительной степени определяли размер и массу радиационной защиты.

Материалы защиты были определены исходя из законов взаимодействия нейтронного и γ -излучения с веществом, при котором они должны содержать как можно больше атомов водорода и элементы с большим (средним) атомным номером. К ним относят воду, свинец, железо и некоторые другие материалы. Создавали специальные защитные материалы, например, карборит — спрессованную смесь графита с карбидом бора (примерно 10% бора по массе) для защиты в направлениях на нос и корму. Кроме того, необходима была такая комбинация (расположение) материалов защиты, при которой она была бы одинаково эффективна как по нейтронам, так и по γ -излучению, включая захватное γ -излучение. Как оказалось, гетерогенная смесь железа с водой (около 50—60% содержания по объему) в этом смысле являлась примерно одинаковой [4].

При разработке защиты применяли также принцип экранировки более радиоактивного оборудования менее радиоактивным, при этом использовали термостойкую засыпку из карбида бора в зазорах между этим оборудованием.

Полную радиационную защиту реакторов во всех направлениях по массогабаритным соображениям сделать было невозможно, поэтому техническим заданием научного руководителя Института атомной энергии предусматривалась, в частности, в направлении вниз неполная защита, что могло привести к возможности попадания γ -излучения реактора и захватного из материалов защиты в виде рассеянного в основном в воде в обслуживаемые на подводной лодке места, проходные коридоры и т.п., что могло бы привести к излишнему облучению моряков.

Значительное влияние на проектирование защиты в то время (конец 1952 — начало 1953 г.) оказало почти полное отсутствие информации о взаимодействии нейтронного и γ -излучения с веществом при прохождении через большую массу защиты (геометрия широкого пучка, или бесконечная геометрия), когда надо было кроме нерассеянного компонента излучения учитывать многократно рассеянное, во много раз превосходящее нерассеянное. Следует также отметить, что в то время не было исчерпывающих данных даже об элементарном взаимодействии, например, нейтронного излучения с веществом.

Все это, а также отсутствие современных вычислительных средств в конце 1952 — начале 1953 г. определило концепцию проектирования и расчетно-экспериментальных научных исследований при создании радиационной защиты атомной подводной лодки. В соответствии с этапами этих исследований укажем их руководителей и основных исполнителей: руководители — И.В. Курчатов, А.П. Александров, исполнители: проектные расчеты защиты — С.Г. Цыпин, Д.Л. Бродер, В.И. Кухтевич (1-я группа), А.П. Веселкин, А.Д. Жирнов, О.Л. Щипакин (2-я группа); исследования на стендах компонентов защиты — С.Г. Цыпин, В.И. Кухтевич, Ю.А. Казанский, Б.И. Синицын, Б.П. Шеметенко, Е.С. Матусевич, С.П. Белов (1-я группа), Д.Л. Бродер, А.А. Кутузов, А.И. Лошук, А.П. Кондрашов, В.В. Левин (2-я группа); исследования на реакторе ВВР-2 макетов основных направлений защиты — М.Б. Егиазаров, В.С. Дикарев, В.Г. Мадеев, Е.Н. Королев (1-я группа), С.Г. Цыпин, В.И. Кухтевич, Д.Л. Бродер, Н.С. Ильинский (2-я группа), помогали А.П. Веселкин, А.Д. Жирнов; испытания полномасштабной защиты на наземном стенде-прототипе атомной подводной лодки — С.Г. Цыпин, В.И. Кухтевич, Ю.А. Казанский, Г.М. Обатуров (1-я группа), Д.Л. Бродер, Н.С. Ильинский, А.А. Кутузов (2-я группа), А.П. Веселкин, А.Д. Жирнов (3-я

группа); испытания защиты на швартовых испытаниях атомной подводной лодки — А.П. Веселкин, Ю.В. Орлов, В.Н. Аваев (1-я группа), С.Г. Цыпин (2-я группа).

КОНЦЕПЦИЯ СОЗДАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ, ПРОЕКТНЫЕ РАСЧЕТЫ

На одну подводную лодку устанавливали два реактора (типа ВВЭР), размещенных один за другим в продольном направлении. Их вместе с оборудованием первых контуров, куда входят парогенераторы, компенсаторы объема, главные циркуляционные насосы и другое оборудование, окруженные защитой, размещали в реакторном отсеке. Эскизная проработка проекта показала, что парогенераторы можно использовать в качестве защиты от излучения реактора, но при этом плотность потока нейтронов на парогенератор не должна превышать $10^6 \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$, чтобы не активировать теплоноситель второго контура.

Особое внимание уделяли перекрытию различных каналов и щелей, являющихся источником прострела излучения. Помощь здесь оказал сооруженный в НИИхиммаше деревянный макет компоновки оборудования в реакторном отсеке в натуральную величину [3].

Все это наложило существенный отпечаток как на компоновку радиационной защиты, так и ее состав, причем необходимо было не превышать облучения экипажа (каждого моряка) дозой 15 Р в год (норма 1952 г.), а позднее 5 Р, или бэр в год.

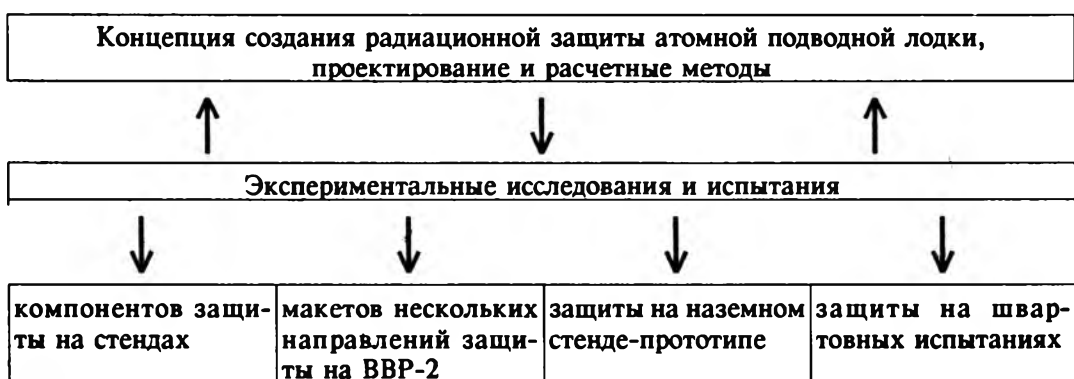
Доминирующий вклад многократно рассеянных γ -квантов и нейтронов в мощность дозы П.Э. Немировским было предложено учитывать коэффициентом 0,75 комптоновского сечения рассеяния γ -излучения и сечения рассеяния нейтронов, а остальные сечения взаимодействия излучения с материалами защиты считать поглощением, следовательно, сечение ослабления излучения в радиационной защите определяли как сумму этих процессов. Расчеты защиты базировались на использовании простейших экспоненциальных зависимостей ослабления излучения в защитных материалах, причем в качестве длины релаксаций брали обратные макроскопические сечения, полученные, как указано выше.

Геометрия источников в расчетах, как правило, принималась простейшей: точка, диск, пластина, сфера, иногда цилиндр. При проектировании защиты особые трудности в то время вызывали неоднородности: каналы, щели, пустоты и др., расчетные методы которых находились скорее на грани искусства.

В процессе проектирования защиты появилась новая информация о факторах накопления рассеянного γ -излучения и сечениях выведения нейтронов для различных материалов защиты, позволившая уточнить расчетные данные.

Учитывая недостаточную достоверность и надежность расчетных данных для проектирования защиты, выполнен большой комплекс экспериментальных исследований, направленных на получение дифференциальных и интегральных параметров как теории переноса нейтронов и γ -квантов в различных материалах, так и прохождения рассеянного γ -излучения, огибающего радиационную защиту и попадающего в места обслуживания и др. Эти исследования проводили на специально сооруженных стендах в Обнинске.

Но основной упор был сделан на полномасштабное моделирование некоторых направлений защиты подводной лодки на специально сооруженном за короткий срок реакторе ВВР-2 на территории Института атомной энергии по инициативе И.В. Курчатова и А.П. Александрова, а также полномасштабные испытания защиты на наземном стенде-прототипе энергетической установки подводной лодки в Обнинске. Окончательную проверку защиты проводили на швартовых испытаниях подводной лодки в Северодвинске (рис. 1).

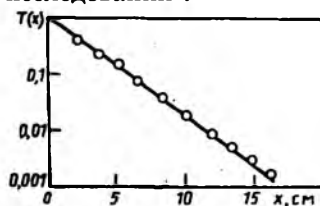


Р и с. 1. Блок-схема проектирования, исследований и испытаний радиационной защиты атомной подводной лодки

СТЕНДОВЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ КОМПОНЕНТОВ ЗАЩИТЫ

В 1953—1954 гг. в Обнинске были сооружены стенды (коллимационные устройства, баки с водой различного размера и др.) и проведен комплекс исследований с γ -источниками, а немного позднее и с нейтронными источниками по физике защиты от излучения. В исследованиях в качестве источников γ -квантов применяли источники излучения в диапазоне энергии 0,4—2,8 МэВ, нейтронов — реакции $D(d, n)^3\text{He}$ и $D(t, n)^4\text{He}$. Изучали различные материалы-фрагменты защиты: воду, карбид бора, алюминий, железо, никель, медь, ниобий, свинец и их смеси.

Для сокращения объема статьи авторы приводят лишь некоторые примеры этих исследований*.



Р и с. 2. Ослабление γ -излучения ^{24}Na в свинце (бесконечная геометрия); $\circ$, — — эксперимент и расчет соответственно

Экспериментальная проверка теоретических расчетов [5] прохождения γ -излучения в различных средах в условиях бесконечной (полубесконечной и др.) геометрии [6]. Эти исследования были важны для проверки правильности использования данных [6]. Измеряли ослабление дозы γ -излучения в воде, железе, свинце и их смесях наперстковыми камерами в условиях бесконечной геометрии (рис. 2). Расчетная кривая получена по формуле

$$T(x) = \sum_{i=1}^2 P_i(E_i) B_i(E_i, x) \exp[-\mu(E_i)x], \quad \text{где } P_i - \text{доля}$$

ионизации, обусловленная γ -излучением энергией E_i

($E_1 = 1,37$ и $E_2 = 2,75$ МэВ) источника ^{24}Na ; $B(E_i, x)$ — дозовый фактор накопления γ -излучения энергией E_i для свинца [6]; $\mu(E_i)$ — коэффициент ослабления γ -излучения энергией E_i в свинце [7].

Экспериментальные значения дозового ослабления γ -излучения в свинце энергией источника ^{24}Na совпадают с расчетной кривой в пределах погрешности измерения 3% и расчета 5%.

Экспериментально-расчетные исследования прохождения огибающего радиационную защиту γ -излучения в воде. Как уже отмечалось, радиационная защита реакторов вниз в подводной лодке была неполной, что могло привести к попаданию γ -излучения в места обслуживания. В работе [8] эти условия моделировали с помощью источников γ -излучения энергией от 0,4 до примерно 3 МэВ, помещенных в свинцовый

* Даты исследований, приведенные в ссылках статей, по времени не совпадают с ними, исследования выполнены раньше.

коллиматор с изменяемым углом коллимации и детекторов: наперстковых гамма-камер или маленьких гамма-счетчиков, которые вместе с источником размещали в баке с водой диаметром 6, высотой 4 м (рис. 3). Кривые дозового процента $P^{60}\text{Co}$ ($E_1 = 1,17$ и $E_2 = 1,33$ МэВ) в зависимости от расстояния x между источником излучения и детектором по горизонтали и угла коллимации α на рис. 4 рассчитаны по выражению $P(x, E_0, \alpha) = I(x, E_s, \alpha)100/F(E_0)\Omega K(E_0, E_s)$, где $I(x, E_s, \alpha)$ — интенсивность рассеянных γ -квантов со средней энергией E_s , которая измеряется детектором, размещенным в воде на расстоянии x при угле коллимации α ; $F(E_0) = 4\pi R^2 I_0(E_0, R)$ — интенсивность γ -излучения источника, здесь $I_0(E_0, R)$ — интенсивность γ -излучения первичной энергии E_0 , измеряемой в воздухе на расстоянии R от источника; Ω — телесный угол выхода γ -излучения из свинцового коллиматора; $K(E_0, E_s)$ — коэффициент пересвода числа отсчетов γ -счетчика в дозу; E_s вычисляли по наклону кривой ослабления рассеянного γ -излучения в воде с учетом многократного рассеяния [6].

Расчеты P проводили методом лучевого анализа, используя данные работ [6, 7]. Как видно из рис. 4, экспериментальные и расчетные данные в пределах 2 удовлетворительно совпадают, а это позволило их использовать при проектировании защиты. Кроме того, значения P были малы по абсолютной величине, например, для γ -излучения ^{60}Co составляли при толщине воды 200 см $10^{-8}\%$, что также вселяло уверенность при проектировании защиты.

Аналогичные результаты были получены в работе [9], где использовали теньевую конусную защиту с разным углом раствора на γ -источнике и детекторе.

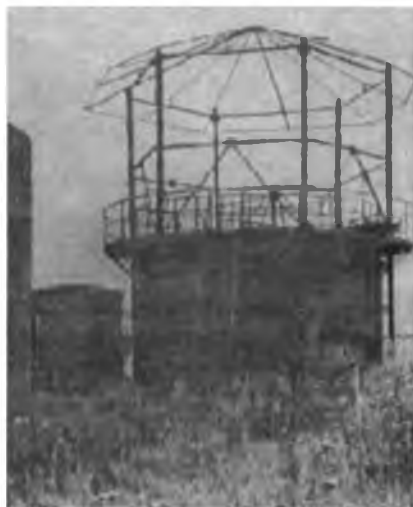
Угловое энергетическое распределение γ -излучения, выходящего из материала защиты. К дифференциальным данным следует отнести угловое энергетическое распределение γ -излучения, выходящего из материала защиты. Эти данные особенно важны при прохождении γ -излучения через каналы и щели, а также неполной радиационной защите, когда она является «новым» источником излучения. Кроме того, их использовали для проверки интегральных данных, например, работы [10].

В работах [11, 12] получены важные результаты по измерению углового и энергетического распределения рассеянного γ -излучения $N(E, r, \theta)$ под данным углом θ за радиационной защитой из воды, железа и свинца толщиной r .

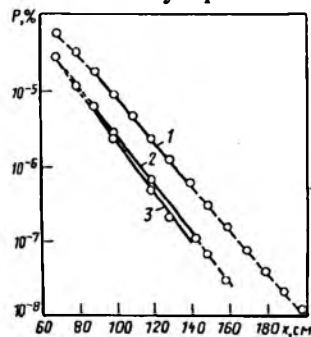
Авторы работ [11, 12] применяли источники γ -квантов ^{60}Co и ^{198}Au ($E = 0,411$ МэВ), детектором служил сцинтилляционный спектрометр с кристаллом CsI(Tl) , помещенный в свинцовый коллиматор.

По результатам работ [11, 12] были сделаны следующие выводы:

угловое распределение интенсивности рассеянного γ -излучения $I_0(r, \theta) = 2\pi \sin \theta d\theta \int E N(E, r, \theta) dE$ для первичного γ -излучения энергией 1 МэВ носит



Р и с. 3. Установка для исследования прохождения рассеянного γ -излучения в воде



Р и с. 4. Зависимость дозового процента P от расстояния x для γ -источника ^{60}Co при α_{1-3} , равного 82, 59, 47° соответственно; $\bigcirc$, - - - — эксперимент; — — расчет

экспоненциальный характер в интервале угла $5-90^\circ$ $I_0 = k \exp(-\theta/\theta_0)$, где k — коэффициент пропорциональности; θ_0 — экспоненциальный коэффициент углового распределения интенсивности рассеянного γ -излучения. Погрешность в определении I_0 не превышала $5-10\%$. Экспериментально полученные θ_0 для разных материалов и длины пробега μg γ -излучения ^{60}Co приведены в таблице;

θ_0 для разных материалов и μg

μg	θ_0
Свинец	
2,2	21,0 (0,7)
4,1	19,5 (0,3)
6,3	18,7 (0,3)
8,2	18,5 (0,3)
Железо	
5,9	33 (2)
Вода	
1,0	36 (1)
1,8	38 (2)
3,5	42 (1)
4,5	38 (1)

Примечание. В скобках приведена погрешность.

общей характеристикой энергетического распределения является максимум в угловых распределениях вблизи энергии однократного рассеяния γ -излучения на угол θ , т.е. значительную роль играет рассеяние на малые углы;

сравнение экспериментальных данных [11, 12] с расчетными [10], полученными методом моментов для бесконечной геометрии и ^{60}Co , показало их согласие в пределах $5-10\%$.

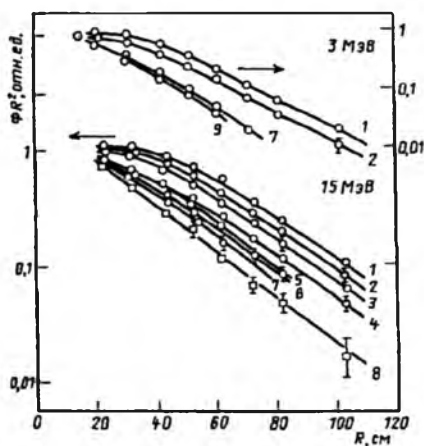
Определение длины релаксации и сечений выведения нейтронов различных материалов защиты. Раньше уже отмечали, что плотность потока быстрых нейтронов F при прохождении через защиту рассчитывали, как правило, по экспоненциальной зависимости вида $F = F_0 \exp(-T/L)$, где F_0 — начальная плотность потока быстрых

нейтронов; s — геометрический фактор ослабления; T — толщина радиационной защиты; L — длина релаксации быстрых нейтронов. При получении L для различных материалов защиты из-за отсутствия источника со спектром нейтронов реактора в начале проектирования использовали реакции $D(d, n)^3\text{He}$ и $D(T, n)^4\text{He}$ с выходом нейтронов энергией примерно от 3 до 15 МэВ. Ослабление нейтронов этой энергии позволяло судить в определенной степени о свойствах защиты. К числу таких работ можно отнести [13—17], в которых измеряли длину релаксации и сечения выведения быстрых нейтронов различных защитных материалов. Следует отметить, что применение реакторов типа ВВЭР [1] и железобетонной защиты [4] позволяло правомерно использовать сечение выведения быстрых нейтронов в расчетах защиты [18].

Эксперимент [13] проводили в баке размером $1 \times 1 \times 1,5$ м с помощью детекторов нейтронов (тепловых и пороговых). Как видно из рис. 5, с увеличением пороговой энергии детектора увеличивается наклон кривых ослабления.

Сравнение данных [13] и [19] показывает, что длина релаксации, определенная с помощью камеры с ^{232}Th в карбиде бора, близка для энергии 3 МэВ и спектра реактора БР-1 ($L/3 \text{ МэВ} = 13 \text{ см}$, $L/\text{спектр} = 15,5 \text{ см}$ при плотности карбида бора $1,18 \text{ г/см}^3$).

Рис. 5. Пространственное распределение нейтронов при прохождении через карбид бора с плотностью засыпки $1,18 \pm 0,05 \text{ г/см}^3$ [13]: 1 — счетчик BF₃; 2 — камера деления с ^{235}U ; 3 — $^{31}\text{P}(n, p)^{31}\text{Si}$; 4 — камера деления с природным ураном (для энергии 15 МэВ кривые ослабления, измеренные камерами деления с ^{232}Th и природным ураном, совпадают); 5 — $^{27}\text{Al}(n, p)^{27}\text{Mg}$; 6 — $^{56}\text{Fe}(n, p)^{56}\text{Mn}$; 7 — $^{121}\text{Sb}(n, 2n)^{120}\text{Sb}$; 8 — $^{63}\text{Cu}(n, 2n)^{62}\text{Cu}$; 9 — камера деления с ^{232}Th



В начале разработки защиты проектировщики не имели в своем распоряжении данных о сечениях выведения быстрых нейтронов спектра деления или моноэнергетических нейтронов для материалов защиты. Поэтому для измерения этих сечений и из-за отсутствия источника нейтронов — реактора использовали моноэнергетические источники, получаемые по уже указанным реакциям. На примере работы [14] приведем кратко методику и результаты измерения сечений выведения нейтронов энергией 2,9 МэВ бора, углерода, алюминия, железа, никеля, меди, ниобия и свинца.

Экспериментальное устройство состояло из бака с водой размером $1 \times 1 \times 1,5$ м, внутрь которого помещали измеряемое вещество и счетчик тепловых нейтронов с BF_3 , отстоящий от исследуемых образцов на таком расстоянии, где спектр нейтронов можно считать слабоменяющимся. В работе [14] получено эмпирическое выражение зависимости макроскопического сечения выведения нейтронов энергией 2,9 МэВ Σ_v на единицу массы ρ от атомной массы A и приведено аналогичное выражение для спектра нейтронов деления: $\Sigma_v/\rho = 0,385A^{-0,688}$ для энергии нейтронов 2,9 МэВ, $\Sigma_v/\rho = 0,21A^{-0,58}$ для нейтронов спектра деления. Сравнение этих зависимостей позволяло определить границы изменения сечений выведения быстрых нейтронов различных материалов радиационной защиты в случае возможного изменения в них нейтронного спектра.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ МАКЕТОВ НЕСКОЛЬКИХ НАПРАВЛЕНИЙ ЗАЩИТЫ НА ВВР-2

В начале 1953 г. на совещании у И.В. Курчатова было принято решение о проектировании и строительстве на территории Института атомной энергии специальной установки для исследования радиационной защиты подводной лодки с использованием реактора ВВР-2, пуск которой был осуществлен примерно через 1,5 года после совещания [1].

В качестве источника нейтронного и γ -излучения использовали ВВР-2 с кассетной активной зоной мощностью около 100 кВт с водяным замедлителем и серповидным отражателем нейтронов, так что в сторону исследуемых макетов он был минимален. Спектр выходящих из него нейтронов моделировали установкой перед макетом защиты стальной пластины.

Исследования макетов защиты из-за сохранения рассеянного излучения в них проводили в условиях бесконечной (широкого пучка) геометрии. Для этого в бетонной защите ВВР-2 была сделана большая трехступенчатая (для уменьшения прострела излучения) ниша. В нее вдвигался трехступенчатый короб поперечным размером $1,5 \times 1,5$ м, расположенный на тележке. В коробе (в выдвинутом состоянии) размещали макет определенного направления защиты: на нос, корму, вниз, вбок и так называемое косое направление, проходящее через компенсатор объема, при этом масса макета могла достигать 15—20 т. Детекторы нейтронного и γ -излучения располагали в вертикальных каналах макетов, совпадающих с каналами в бетонной защите ВВР-2. Измерения проводили дистанционно в другом помещении или с выемкой облученных индикаторов нейтронов и ионизационных наперстковых γ -камер с графитовыми стенками и измерения их также в другом помещении.

К детекторам нейтронного и γ -излучения, уже упомянутым, были добавлены детекторы тепловых и надтепловых нейтронов (индикаторы без окружения кадмием и окруженные кадмием), а также детектор промежуточных нейтронов — «всеволновая бочка», устанавливаемая при измерениях за макетами или их частями, и детектор быстрых нейтронов с кристаллом $\text{ZnS}(\text{Ag})$.

Измерения показали, что защитные свойства макетов совпадают с расчетными в пределах запаса в 2 раза, и уточнений в проект не вносили.

ИСПЫТАНИЯ ЗАЩИТЫ НА НАЗЕМНОМ СТЕНДЕ-ПРОТОТИПЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКИ ПОДВОДНОЙ ЛОДКИ

Стенд в натурных лодочных габаритах и помещениях, построенный в Обнинске, содержал полный состав одной энергетической установки от реактора до турбины и линии вала. С апреля 1956 г. начали испытания на мощности [1]. Следует добавить, что для исследования защиты и, в частности, рассеянного γ -излучения прочный корпус части подводной лодки находился в воде специально сооруженного бассейна. Для этой цели вокруг прочного корпуса были смонтированы три изогнутых канала для размещения в них детекторов γ -излучения, расположенных примерно через 1 м, а первый канал находился под центральной осью реактора.

Детекторы излучения в основном были те же, добавили лишь ионизационный дозиметр ПМР. Испытания защиты проводили на разных уровнях мощности реактора стенда для исключения систематических погрешностей измерений. Измерения выполняли главным образом в реакторном отсеке: в выгородке реактора и на его крышке, проходных коридорах, местах обслуживания, возле оборудования 1-го контура, где определяли мощность дозы ^{16}Na . Во всех местах измеренная мощность дозы и плотность потока излучения в пределах 2 не отличались от проектной. Исключение составляло некоторое превышение в районе приводов СУЗ за счет прострела излучения по щелям. Однако в среднем на крышке реактора мощность дозы не превышала заданных пределов, да и доступ туда был ограничен.

ИСПЫТАНИЯ ЗАЩИТЫ НА ШВАРТОВНЫХ ИСПЫТАНИЯХ

Комплексные швартовные испытания энергетической установки проводили в апреле—июне 1958 г. в Северодвинске. Одновременно измеряли поля излучения за защитой в реакторном и смежных с ним отсеках теми же приборами и датчиками излучения. Было уже два реактора, кроме прочного корпуса и легкий и некоторое дополнительное оборудование на подводной лодке. Результаты испытаний были те же, что и на стенде-прототипе в Обнинске.

Первая атомная подводная лодка «Ленинский комсомол» готовилась к ходовым испытаниям, и этапы создания ее первой радиационной защиты на этом были завершены.

Авторы настоящей статьи выражают благодарность Н.С. Хлопкину за побуждение к ее написанию, ценные советы и замечания, Ю.В. Орлову, Г.А. Гладкову и Б.Г. Пологих за сообщение некоторых подробностей создания защиты, а также ценные советы и замечания.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Материалы юбилейной сессии Ученого совета Центра, 13 февраля 1993 г. М., РНЦ «Курчатовский институт», 1993. 127 с.
2. Осипенко Л.Г., Жильцов Л.М., Мормуль Н.Г. Атомная подводная эпопея. Подвиги, неудачи, катастрофы. М.: Изд-во А/О «Боргес», 1994. 350 с.
3. Доллежал Н.А. У истоков рукотворного мира. Записки конструктора. М.: Знание, 1989. 256 с.
4. Кухтевич В.И., Цыпин С.Г. Физические и инженерные проблемы конструирования малогабаритных защит. — Атомная энергия, 1958, т. 5, вып. 4, с. 393—402.
5. Цыпин С.Г., Кухтевич В.И., Казанский Ю.А. Прохождение гамма-лучей через воду, железо и свинец и комбинации железа и свинца. — Там же, 1956, вып. 2, с. 71—74.
6. Fano U. Gamma-ray attenuation, pt II: analysis of penetration. — Nucleonics, 1953, v. 11, № 9, p. 55—61.

7. Fano U. Gamma-ray attenuation, Pt I: Basic processes. — Ibid., № 8, p. 8—12.
8. Кухтевич В.И., Казанский Ю.А., Николашвили Ш.С., Цыпин С.Г. Прохождение рассеянного гамма-излучения в воде. — Атомная энергия, 1958, т. 4, вып. 2, с. 138—143.
9. Кухтевич В.И., Цыпин С.Г., Шеметенко Б.П. Угловое распределение дозы рассеянного гамма-излучения от источника Co-60 в воде. — Там же, т. 5, вып. 6, с. 638—641.
10. Goldstien H., Wilkins J. Calculations of the Penetrations Gamma-Rays, 1954, NYO-3075.
11. Казанский Ю.А., Белов С.П., Матусевич Е.С. Угловые и энергетические распределения гамма-излучения, рассеянного в железе и свинце. — Атомная энергия, 1958, т. 5, вып. 4, с. 457—459.
12. Казанский Ю.А. Угловые энергетические распределения гамма-излучения, рассеянного в воде и железе. — Там же, 1960, т. 8, вып. 5, с. 432—440.
13. Белов С.П., Дулин В.А., Казанский Ю.А. и др. Пространственное и энергетическое распределение нейтронов в карбиде бора. — Там же, 1959, т. 6, вып. 6, с. 663—665.
14. Кухтевич В.И., Синицын Б.И., Цыпин С.Г. Сечение выведения быстрых нейтронов с энергией 2,9 МэВ. — Там же, 1958, т. 5, вып. 5, с. 565—566.
15. Бродер Д.Л. Ослабление потоков нейтронов в железобетонных смесях. — Там же, 1957, т. 3, вып. 7, с. 55.
16. Бродер Д.Л., Кутузов А.А., Кондрашов А.П. Зависимость сечений выведения H_2O , B_4C , C, Fe, Pb от энергии нейтронов. — Там же, 1959, т. 6, вып. 5, с. 578—581.
17. Бродер Д.Л., Кутузов А.А., Левин В.В. и др. Прохождение быстрых нейтронов через свинец и железо. — Там же, т. 7, вып. 4, с. 313—320.
18. Blizard E. Nuclear radiation shielding. — Annual. Rev. Nucl. Sci., 1955, v. 5, p. 73—98.
19. Бродер Д.Л., Куркин С.А., Кутузов А.А. и др. Излучение пространственно-энергетических распределений нейтронов в различных средах. Доклад № 2147, представленный на 2-ю Межд. конф. по мирному использованию атомной энергии. Женева, 1958.

Поступила в Редакцию 4.12.95

УДК 615.849.1.015.3.07

КОНЦЕПЦИЯ КРИТИЧЕСКИХ ГРУПП НАСЕЛЕНИЯ ДЛЯ ТЕРРИТОРИЙ С РАДИОНУКЛИДНЫМ ЗАГРЯЗНЕНИЕМ

Зыкова А.С., Кеурим-Маркус И.Б., Левочкин Ф.К.
(ГНЦ РФ — Институт биофизики)

Известно, что облучение профессиональных работников регламентируют пределом годовой индивидуальной дозы, а у населения соответствующий предел относят к средней индивидуальной дозе в критической группе населения, облучаемого данным источником [1—3]. Концепция критической группы сформирована в Публикации № 6 (МКРЗ) [4, 5]. Под критической группой Комиссия понимает небольшую часть населения в зоне наблюдения источника, однородную по месту проживания и условиям жизнедеятельности и подвергающуюся наибольшему облучению.

Комиссия исходит из того, что предел дозы для населения сопряжен с малым риском и поэтому должен использоваться лишь при проектировании источника и расчетной оценке реальной эффективности его защиты. Хотя индивидуальная доза в критической группе может в 3 раза отличаться от средней [6], Комиссия считает это допустимым по малости риска. Отличие от подхода к персоналу можно объяснить еще и тем, что население трудно, а порой и невозможно в обычных условиях обязать носить индивидуальные дозиметры и изменять привычные условия проживания и жизнедеятельности, если это потребуется для уменьшения облучения. Последнего добиваются только путем воздействия на источник.

Условия масштабного радионуклидного загрязнения территории принципиально отличаются от нормальных, что должно изменить подход к критической группе. Во-первых, индивидуальная доза уже может быть связана со значительным риском неблагоприятных последствий для здоровья людей. Во-вторых, источником излучения оказывается вся окружающая среда. В пределах загрязненной территории интенсивность и пути воздействия на людей различны и изменяются во времени, что приводит