

Определение эффективной мощности дозы нейтронов в помещениях судовых АЭУ по результатам измерений

Н.Г.Андреев, В.Н.Вавилкин, О.С.Замятин, С.П.Довбуш

ОАО «ОКБМ Африкантов»

Аннотация

Условием обеспечения радиационной безопасности при нормальной эксплуатации реакторных установок служит не превышение годовой эффективной дозы облучения. Подтверждением выполнения этих требований являются расчеты эффективной дозы, основанные на результатах измерений мощности эквивалентной дозы нейтронов. В докладе приведены расчетные значения коэффициентов перехода от результатов измерений мощности эквивалентной дозы дозиметром-радиометром ДКС-96Н к мощности эффективной дозы нейтронов.

Ключевые слова

Радиационная безопасность, биологическая защита, эффективная и эквивалентная доза облучения, переднее-задние и изотропные условия облучения, спектры нейтронов, дозиметр ДКС-96Н, коэффициенты перехода.

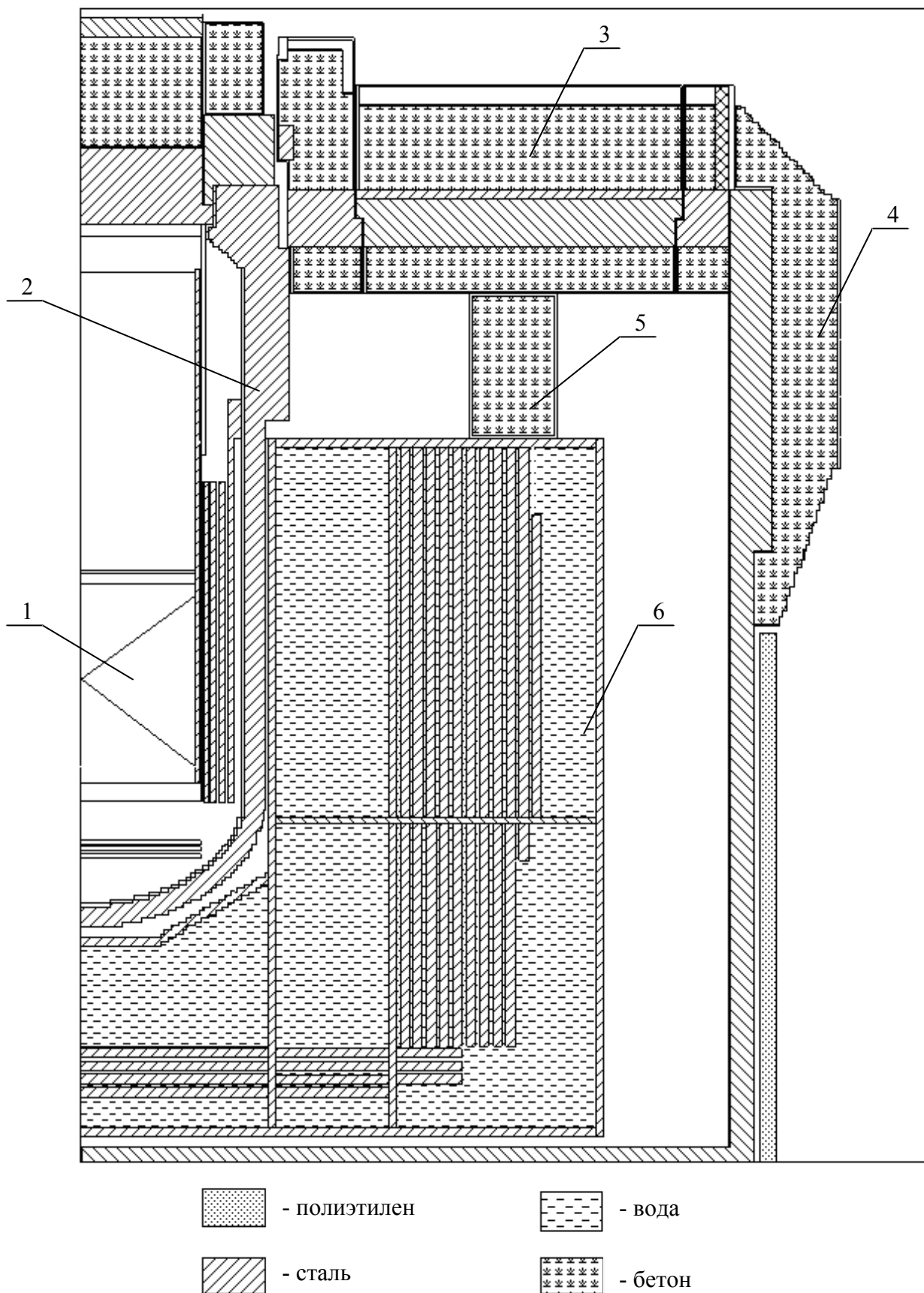
Введение

Нормами радиационной безопасности НРБ-99/2009 [1] в качестве основного критерия радиационного воздействия ионизирующего излучения на организм человека установлена годовая эффективная доза облучения. Эффективная доза представляет сумму произведений эквивалентных доз в органах и тканях на соответствующие взвешивающие коэффициенты и не может быть получена прямыми измерениями. Величина эффективной дозы рассматривается как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения.

Расчеты биологической защиты проектируемых установок проводятся из условия не превышения установленных в [1] значений пределов эффективной дозы. Подтверждением выполнения этих требований служат результаты измерений мощности дозы нейтронов, выполняемых при сдаточных испытаниях и в процессе эксплуатации реакторных установок. Существующие дозиметры-радиометры предназначены для измерений амбиентного эквивалента мощности дозы нейтронов, при этом отклик радиометра может отличаться от теоретической энергетической зависимости эквивалентной дозы, создаваемой единичным флюенсом нейтронов. С учетом этого определение значений эффективной мощности дозы нейтронов по результатам измерений амбиентного эквивалента мощности дозы нейтронов предусматривает знание соответствующих коэффициентов пересчета для данного типа радиометра.

В докладе на примере характерного для реакторных установок атомных ледоколов и плавучей АЭС состава биологической защиты [2] получены расчетные значения коэффициентов перехода от результатов измерений амбиентного эквивалента мощности дозы дозиметром-радиометром ДКС-96Н [3] к мощности эффективной дозы нейтронов.

Расчетная композиция биологической защиты приведена на рисунке 1.



1 – Активная зона; 2 – Корпус реактора; 3 – Верхние блоки защиты;
 4 – Защита на переборке; 5 – Закладные блоки на крышке бака ЖВЗ; 6 – Бак ЖВЗ.

Рисунок 1 – Состав композиции.

Основными элементами биологической защиты являются:

- бак железо-водной защиты (ЖВЗ),
- верхние блоки на настиле реакторного помещения,
- защита на переборке реакторного помещения,
- закладные блоки на крыше бака ЖВЗ.

Бак ЖВЗ представляет собой стальную конструкцию, заполненную водой. В баке размещены стальные листы для ослабления быстрых нейтронов и гамма-излучения. Размеры бака определяются из условий обеспечения необходимой эффективности ослабления излучения реактора и конструктивными соображениями.

Биологическая защита на настиле и переборках реакторного помещения состоит из стали и серпентинитового бетона с добавлением карбида бора. В нижней части переборки реакторного отсека установлена защита из полиэтилена.

Расчет пространственно-энергетического распределения нейтронов в рассматриваемой композиции выполнен по программе DOT-III [4] в двухмерной R-Z геометрии в P_3S_8 приближении с использованием системы констант BUGLE [5]. Программа DOT-III разработана в ORNL (США) и передана МАГАТЭ в НИЦ «Курчатовский Институт» без ограничений по использованию и распространению. Программа депонирована в Отраслевом фонде алгоритмов и программ при НИЦ «Курчатовский Институт» и передана в ОАО «ОКБМ «Африкантов».

По результатам расчетов пространственно-энергетического распределения плотности потоков нейтронов вычислялись мощности дозы нейтронов, при этом рассматривались следующие функционалы:

- мощность эквивалентной дозы с использованием энергетической зависимости показаний дозиметра ДКС-96Н,
- мощность эффективной дозы для изотропного поля излучения (ИЗО),

- мощность эффективной дозы в условиях передне-задней геометрии облучения (ПЗ).

Изменение чувствительности дозиметра ДКС-96Н для типовых спектров нейтронов составляет $\pm 40\%$ [3]. Величина отклонения для конкретных спектров нейтронов может быть получена с учетом зависимости чувствительности дозиметра ДКС-96Н от энергии нейтронов, которая приведена на рисунке 2 [6]. Там же приведены зависимости эффективной дозы от энергии нейтронов на единичный флюенс в ПЗ и ИЗО геометрии облучения [1]. Можно отметить существенное различие коэффициентов перехода к мощности эквивалентной дозы, измеряемой дозиметром-радиометром ДКС-96Н и мощностью эффективной дозы нейтронов, особенно на интервале энергий 0,1 кэВ – 1 МэВ.

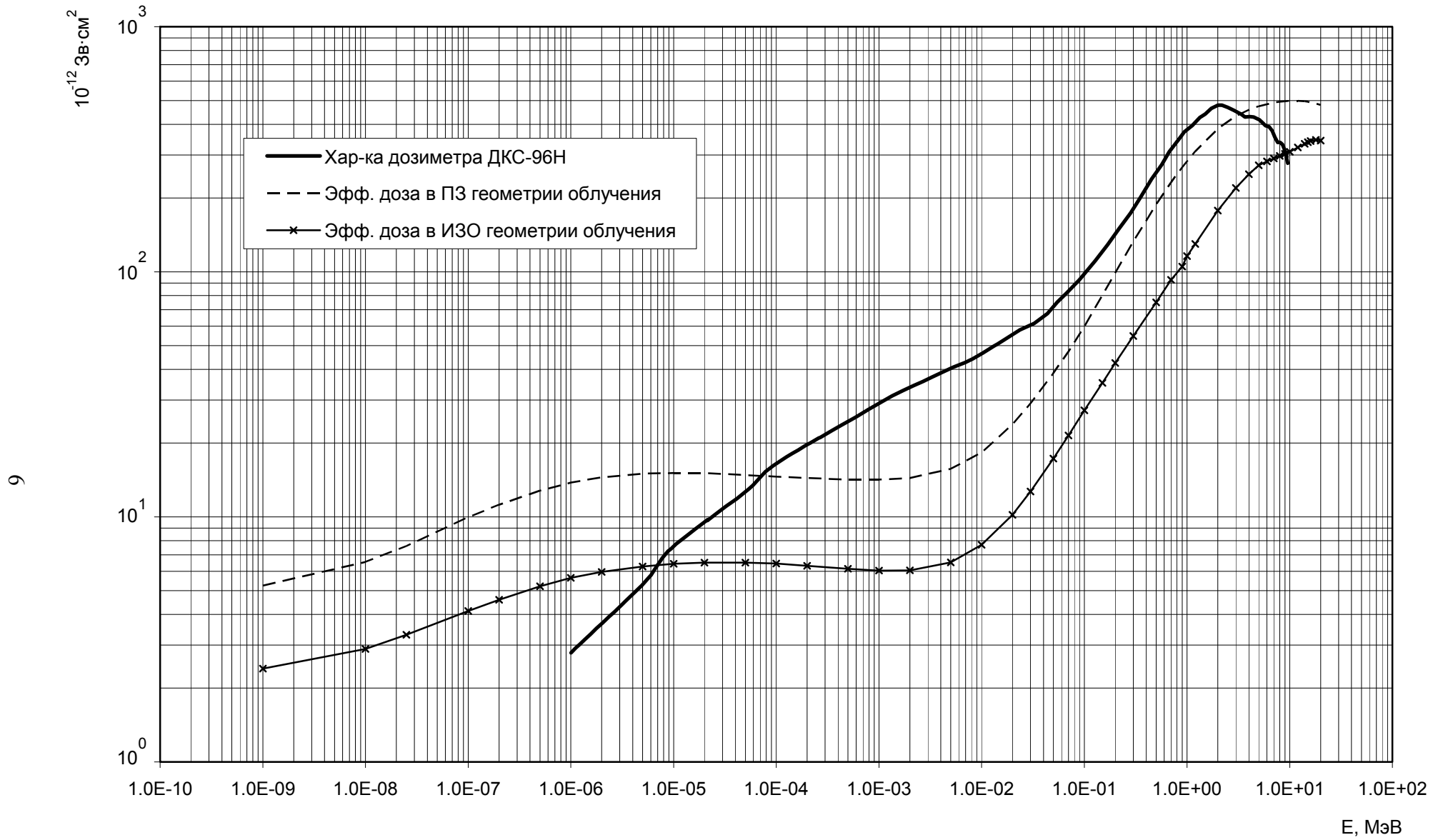


Рисунок 2 – Мощность дозы нейтронов на единичную плотность потока моноэнергетических нейтронов.

Анализ соотношения величин мощности эквивалентной дозы, измеряемой дозиметром-радиометром ДКС-96Н, и мощности эффективной дозы нейтронов проводился для трех детекторов. Расположение детекторов и изолинии мощности эффективной дозы нейтронов в ИЗО геометрии рассматриваемой композиции показаны на рисунке 3.

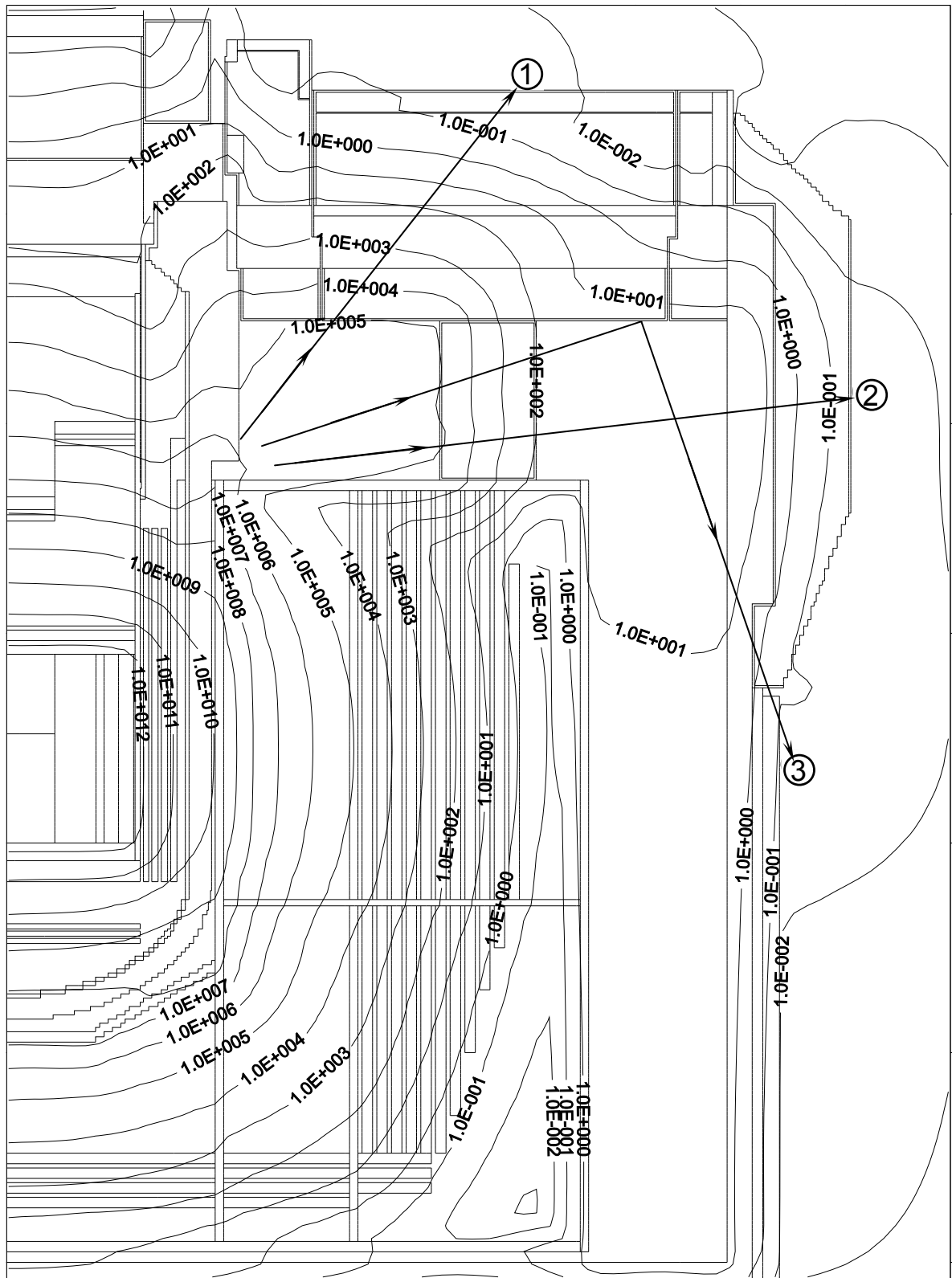


Рисунок 3– Изолинии распределения мощности эффективной дозы нейтронов в ИЗО геометрии облучения, 10^{-8} Зв/с.

Детектор 1 расположен на настиле реакторного помещения. Детекторы 2 и 3 расположены на переборке реакторного отсека, при этом детектор 2 выше бака ЖВЗ против закладных блоков, а детектор 3 против бака ЖВЗ на уровне активной зоны.

Характер распределения изолиний позволяет качественно определить источники формирования мощности дозы нейтронов в рассматриваемых детекторах. В детекторе 1 уровни излучения определяются нейтронами, прошедшими через биологическую защиту на настиле реакторного помещения. В детекторе 2 основной вклад в мощность дозы вносят нейтроны, рассеянные с крыши бака ЖВЗ, прошедшие через закладные блоки на крыше бака и защиту на переборке реакторного отсека. Определяющим источником формирования мощности дозы нейтронов в детекторе 3 служит натечка отраженных от верхних блоков биологической защиты нейтронов по воздушному зазору между стенкой бака ЖВЗ и переборкой отсека. Уровни нейтронного излучения в периферийных слоях бака ЖВЗ ниже по сравнению с уровнями на переборке.

Источники формирования уровней излучения и состав периферийных слоев биологической защиты определяют энергетические спектры нейтронов в рассматриваемых детекторах. Относительные интегральные энергетические спектры, характеризующие вклад нейтронов с энергией ниже данной в мощность дозы, приведены на рисунке 4. Вклад нейтронов отдельных энергетических групп нейтронов в мощность дозы указан в таблице 1. Выделены группы нейтронов с энергией выше 1 МэВ, в интервале 1 кэВ – 1 МэВ и ниже 1 кэВ.

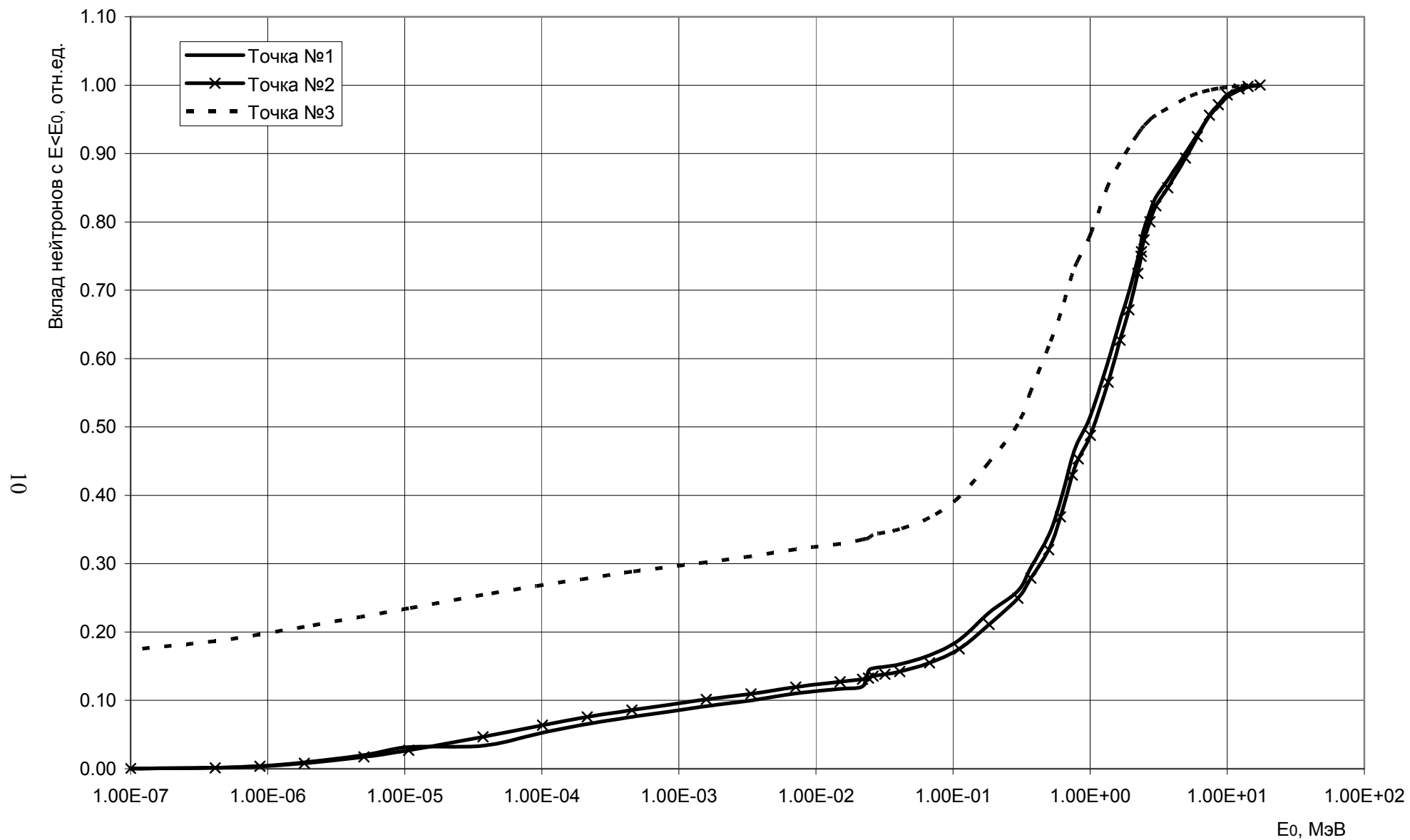


Рисунок 4 – Интегральный энергетический спектр мощности эффективной дозы нейтронов в ИЗО геометрии облучения.

Таблица 1 – Энергетический спектр мощности эффективной дозы нейтронов в ИЗО геометрии облучения, отн.ед.

Энергетический интервал	Номер детектора		
	1	2	3
Выше 1 МэВ	0.483	0.516	0.216
1 кэВ – 1 МэВ	0.430	0.388	0.487
Ниже 1 кэВ	0.087	0.096	0.297

Анализ полученных спектральных характеристик мощности дозы нейтронов показывает, что энергетические спектры в детекторах 1 и 2 близки. Вклад нейтронов с энергией ниже 1 МэВ в мощность дозы в этих детекторах составляет ~ 50% суммарной мощности дозы нейтронов. Близость спектров объясняется тем, что для обоих детекторов источником служат нейтроны, рассеянные с крыши бака, а также одинаковыми материалами периферийной защиты (сталь и бетон). При этом толщина периферийной защиты достаточна для формирования спектра, характерного для бетона. Спектр мощности дозы в детекторе 3 существенно мягче. Вклад нейтронов с энергией ниже 1 МэВ составляет ~ 80% суммарной мощности дозы. Как отмечалось, определяющим источником для детектора 3 служит натечка нейтронов, отраженных от верхних блоков биологической защиты, а толщина периферийного слоя полиэтилена недостаточна для формирования спектра, характерного для бетона.

Результаты выполненных расчетов мощностей доз нейтронов позволили определить коэффициенты перехода от результатов измерений дозиметром-радиометром ДКС-96Н к мощности эффективной дозы нейтронов для рассматриваемых детекторов. Полученные значения приведены в таблице 2.

Таблица 2 – Коэффициенты перехода от результатов измерений мощности дозы нейтронов дозиметром ДКС-96Н к мощности эффективной дозы

Номер детектора	Условия облучения	
	ПЗ-геометрия	ИЗО-геометрия
1	0.79	0.36
2	0.79	0.36
3	0.93	0.40

Выводы

Расчетные значения коэффициента перехода от результатов измерений мощности дозы нейтронов дозиметром ДКС-96Н к мощности эффективной дозы, полученные для характерных композиций состава биологической защиты транспортных реакторных установок, составляют 0,8-0,9 для передне-задней геометрии облучения и 0,4 для изотропного поля излучения.

Список литературы

1. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009 Москва 2009
2. V.N.Vavilkin, A.I.Kiryushin, B.I.Kolomiets, O.B.Samoilov
Design and operational aspects of nuclear ice-breakers radiological and environmental safety
International Workshop on Utilization of Nuclear Power in Ocean, Tokyo, Japan, 2000
3. Дозиметр-радиометр ДКС-96Н, Каталог оборудования радиационного контроля, «ООО НПП «Доза» 2009г.
4. Rhodes W.A., Mynatt F.R. The DOT-3 Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code. ORNL-TM-4280, 1973.
5. RSICC DATA LIBRARY COLLECTION, BUGLE-96 “Coupled 47 Neutron, 20 Gamma-Ray Group Cross Section Library Derived from ENDF/B-VI for LWR Shielding and Pressure Vessel Dosimetry Applications”, DLC-185, BUGLE-96, Oak Ridge National Laboratory, July 1999.
6. Семенов М.А., Парфентьев Е.А., Сметанин М.Ю., Шушканов, А.В.
Применение нейтронного спектрометра ДСН-01 для оценки эффективной дозы нейтронного излучения при транспортировке ОЯТ ВВЭР-440 с глубиной выгорания до 60 МВт,сут/кгU
Спектрометрический анализ. Аппаратура и обработка данных на ПЭВМ.
Обнинск, ЦИПК, 2009г.