

УДК 621.039.538:539.125.52

Исследование погрешностей расчета полей излучения в средах

БОЛЯТКО В. В., ВЬРСКИЙ М. Ю., ИЛЮШКИН А. И., МАШКОВИЧ В. П., САХАРОВ В. К., СТРОГАНОВ А. А.

На всех этапах расчета биологической защиты важны качество и надежность получаемых данных, основным критерием которых является погрешность расчета защиты. Для решения этой задачи перспективно использовать методику исследования чувствительности результата расчета к изменению входных параметров [1—5]. В последние годы намечается быстрое развитие и внедрение этих исследований в практику повседневной работы специалистов [6—8]. Указанная методика позволяет объединить экспериментальные исследования, константное обеспечение и расчеты биологической защиты в единый расчетно-экспериментальный комплекс, повысить качество решения задачи, получить оцененный результат.

Обозначим через R любой линейный функционал поля излучения (например, плотность потока или радиационные повреждения). Предположим, что R зависит от различных входных параметров

$$\{X_i\}_{i=1}^n : R = R(X_1, X_2, \dots, X_n).$$

Пусть какой-либо параметр X_i (например, сечение взаимодействия, функция задания источника, функция отклика детектора и т. п.) изменился на малую величину δX_i . Тогда относительной чувствительностью R к параметру X_i назовем

отношение

$$p(X_i) = \frac{\delta R/R}{\delta X_i/X_i}. \quad (1)$$

Если X_i получили приращения ΔX_i , то отклонение R с точностью до величин второго порядка малости по ΔX_i можно определить по формуле

$$\Delta R = R \sum_{i=1}^n p(X_i) \frac{\Delta X_i}{X_i}. \quad (2)$$

Если ΔX_i — погрешности (статистические неопределенности) значений X_i , то, используя выражение (2), можно определить среднее квадратическое отклонение R с точностью до величин второго порядка малости по ΔX_i :

$$\sigma = \sqrt{\left(\frac{\Delta R}{R}\right)^2} = \sqrt{\sum_{i,j=1}^n p(X_i) p(X_j) \frac{\Delta X_i \Delta X_j}{X_i X_j} \rho_{ij}}, \quad (3)$$

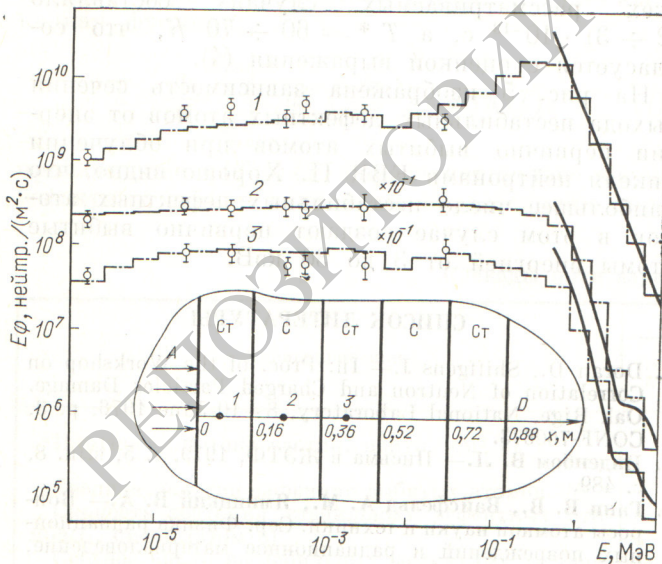
где ρ_{ij} — коэффициенты корреляции.

Для расчета относительной чувствительности применяются метод прямой замены [1]; метод, реализующий линейную теорию возмущений [2—4] и метод коррелированной выборки [9—10]. Использование линейной теории возмущений позволяет выяснить физический смысл $p(X_i)$ и получить следующую формулу для дифференциальной относительной чувствительности:

$$p(X_i, \xi) = \frac{\sum_R(X_i, \xi) F(\xi) + S(X_i, \xi) F^*(\xi)}{R} - \frac{F(\xi) L_{X_i}^* F^*(\xi)}{R}, \quad (4)$$

где ξ — точка фазового пространства; $\sum_R(X_i, \xi)$; $S(X_i, \xi)$ и $L_{X_i}^*$ — части функции задания отклика детектора, задания источника и оператора сопряженного уравнения переноса соответственно, в которые линейно входит параметр X_i ; F — решение уравнения переноса; F^* — решение сопряженной задачи. Интегрирование выражения (4) по каким-либо областям фазового пространства позволяет изучать те или иные зависимости $p(X_i)$, например энергетическую, пространственную и т. п.

Физическая интерпретация $p(X_i)$, состоящая в том, что $p(X_i)$ количественно характеризует вклад излучения в R , определяемый связанными с параметром X_i процессами взаимодействия, может быть совместно с выражениями (2) и (3) использована для решения следующих практически важных задач: оценка погрешностей харак-



Р и с. 1. Пространственно-энергетическое распределение плотности потока нейтронов в сталь-графитовой композиции для толщин защиты 0,065 (1); 0,25 (2) и 0,425 (3) м; —, ○ — эксперимент; — — — расчет по программам РОЗ-5, РОЗ-11; А — пучок нейтронов установки Б-2 реактора БР-10; D — детектор

теристик поля излучения, обусловленных погрешностями констант взаимодействия, неопределенностями в составе защиты, погрешностями задания функции отклика детектора и т. п., корректировка многогрупповых сечений взаимодействия излучения с веществом; выработка рекомендаций по требуемой точности измерений, вычислений и обработке данных о сечениях взаимодействия излучения с веществом; выработка требований и рекомендаций о допустимых изменениях в проекте защиты; планирование базовых экспериментов, чувствительных к выделенным параметрам; исследование закономерностей распространения излучения в веществе; исследование границ применимости различных приближенных методик; построение приближенных зависимостей характеристик поля излучения.

В настоящей работе рассмотрены два метода расчета относительной чувствительности: метод прямой замены с использованием программы РОЗ-5 [11] и метод, реализующий линейную теорию возмущений. По созданной программе ЗАКАТ (ЗАщитные КАнальные Теории) рассчитываются на основе линейной теории возмущений $p(X_i)$ и билинейные свертки решения прямого и сопряженного уравнений переноса. Последние количественно характеризуют «пространственно-энергетические каналы», по которым переносится «вклад» в результат расчета R через защиту от источника. При этом для расчетов функционалов поля излучения и оценки погрешностей используется комплекс программ ЗАКАТ, РОЗ-11 [12] и АРАМАКО-2F [13]. Программа РОЗ-11 реализует вариационный метод Ритца и применяется для расчетов полей излучения, а АРАМАКО-2F — для константного обеспечения.

В качестве примера использования развитых в работе методов была рассмотрена защитная композиция базового эксперимента, которая является характерной для быстрых реакторов. На пятислойный барьер из чередующихся слоев стали 1Х18Н9Т (толщина 0,16 м) и графита (0,20 м) падает нормально плоский мононаправленный пучок нейтронов установки Б-2 реактора БР-10 [14].

На рис. 1 представлено пространственно-энергетическое распределение плотности потока нейтронов, полученное в базовом эксперименте и в расчетах по программам РОЗ-5 и РОЗ-11 с одинаковыми пространственными и угловыми аппроксимациями и с использованием единой системы констант АРАМАКО-2F. Экспериментальные и расчетные данные согласуются в пределах погрешностей эксперимента до 30 %, а расчеты по программам РОЗ-5 и РОЗ-11 согласуются в пределах 2 %. Рассчитанные мощности поглощенной дозы в ткани за защитой соответственно равны $1,208 \times 10^{-3}$ и $1,216 \cdot 10^{-3}$ Гр/с (или $1,208 \cdot 10^{-1}$ и $1,216 \cdot 10^{-1}$ рад/с).

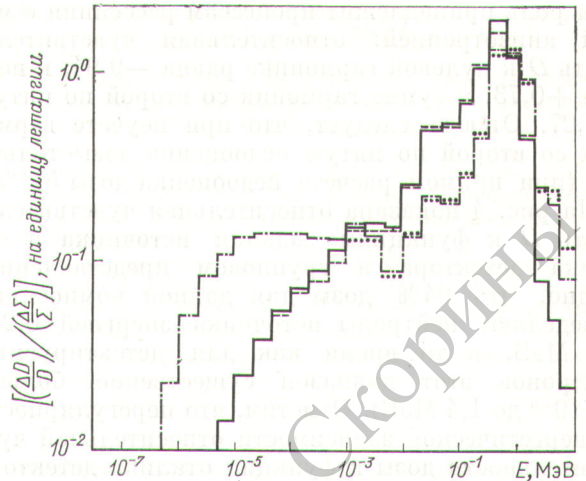


Рис. 2. Энергетическая зависимость чувствительности поглощенной дозы к сечениям взаимодействия нейтронов с углеродом (— ЗАКАТ, - - - - прямая замена) и со сталью (· · · ЗАКАТ, . . . — прямая замена) в сталь-графитовой композиции

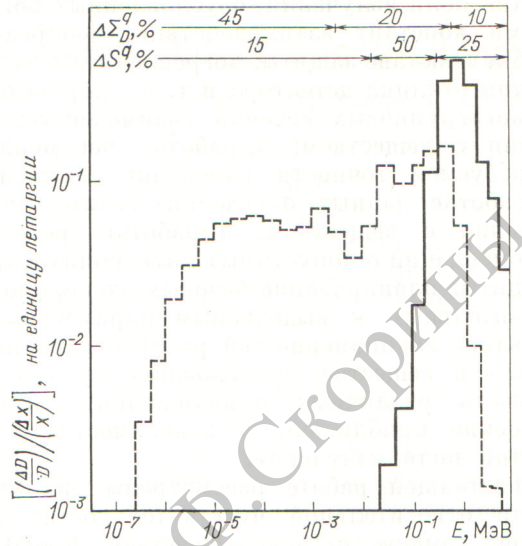
На основании упомянутого комплекса программ в настоящей работе рассчитана относительная чувствительность поглощенной дозы D в ткани к сечениям взаимодействия всех компонентов защиты, функциям задания источника и детектора. Приводимые зависимости получены интегрированием выражения (4) по соответствующей области фазового пространства. На рис. 2 представлены значения относительной чувствительности D к полным сечениям стали и графита, полученные с использованием программы ЗАКАТ и метода прямой замены с 5 %-ной вариацией всех парциальных сечений. Дополнительные расчеты авторов методом прямой замены для различных значений изменения парциальных сечений показали справедливость линейной теории возмущений (в пределах $\sim 10\%$) для вариаций сечений $\pm 5\%$. Из рассмотрения рис. 2 видно согласие результатов, полученных разными методами в пределах погрешности 15 %, что подтверждает работоспособность созданных комплексов. По представленным данным 75 % дозы обуславливается нейтронами энергией $2,15 \cdot 10^{-2} - 2,5$ МэВ, что в значительной степени объясняется преобладанием нейтронов этого диапазона энергии в спектре источника и видом функции отклика детектора. При этом 55 % дозы определяется процессами взаимодействия нейтронов с графитом, а 45 % — со сталью.

Рис. 3 иллюстрирует относительную чувствительность D к сечениям упругого и неупругого рассеяния, а также к гармоникам сечения рассеяния. Процесс неупругого рассеяния вносит малый вклад ($\sim 0,6\%$) в дозу, что определяется характерной формой спектра источника. Решаю-

щая роль принадлежит процессам рассеяния с малой анизотропией: относительная чувствительность D к нулевой гармонике равна $-9,94$; к первой $+0,73$; к сумме гармоник со второй по пятую $+0,07$. Отсюда следует, что при неучете гармоник со второй по пятую недооценка дозы только 7% (при прямом расчете недооценка дозы $5,6\%$).

На рис. 4 показана относительная чувствительность D к функциям задания источника и отклика детектора в групповом представлении. Видно, что 94% дозы для данной композиции определяют нейтроны источника энергией $0,2-4,0$ МэВ, в то время как для детектируемых нейтронов этот диапазон существенно больше (от 10^{-5} до $1,4$ МэВ). Отметим, что нерегулярности в энергетической зависимости относительной чувствительности дозы к функции отклика детектора для интервала $10^{-3}-10^{-1}$ МэВ связаны с минимумами и максимумами в сечении взаимодействия нейтронов с компонентами стали.

На основании полученных значений относительной чувствительности оценим погрешности расчета дозы, обусловленные погрешностями задания источника, отклика детектора и сечений взаимодействия нейтронов. На рис. 4 представлены рассчитанные авторами настоящей работы погрешности функции задания источника ΔS^q (при этом коэффициенты корреляции [см. формулу (3)] внутри диапазонов с одинаковой погрешностью принимались равными единице, а вне — нулю), а также погрешности функции задания отклика детектора $\Delta \Sigma^q$, полученные из сопоставления данных различных авторов, приведенных в работе [15]. Тогда согласно формуле (3) относительные погрешности расчета D , обусловленные ΔS^q и $\Delta \Sigma^q$, равны 7 и 11% соответственно.

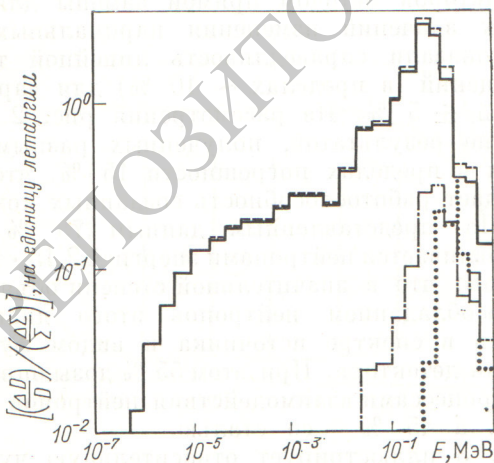


Р и с. 4. Энергетическая зависимость относительной чувствительности поглощенной дозы к функции задания источника (---) и отклика детектора (—)

Оценим погрешность расчета D из-за погрешностей всех парциальных сечений взаимодействия. Для этого используем полученные в настоящей работе значения относительной чувствительности результатов расчета ко всем парциальным сечениям и любезно предоставленные В. М. Бычковым погрешности нейтронных сечений и коэффициенты корреляции для железа [16]. Поскольку погрешности сечений составляют примерно $5-7\%$ для наиболее значимых процессов, то, как было показано ранее (см. рис. 2), для линейной теории возмущений может быть применено выражение (3). Если предположить, что для других нуклидов эти значения такие же, как для железа, то относительная погрешность расчета составит $\sim 30\%$. Отсюда следует, что наибольшие погрешности связаны с неопределенностями в сечениях взаимодействия нейтронов. Необходимо отметить, что аппарат анализа чувствительности не только позволяет снабдить расчет оценкой погрешности, но и дополняет наши качественные представления о физике переноса излучений количественными оценками.

В заключение следует сказать, что для некоторых задач физики защиты при оценке погрешностей могут потребоваться дополнительные исследования нелинейных эффектов и создание программ, основанных на теории возмущений второго порядка и выше.

Авторы выражают глубокую благодарность Т. А. Гермогеновой за полезные советы и обсуждения, Ю. И. Балашову и А. М. Жезлову за помощь в работе.



Р и с. 3. Энергетическая зависимость чувствительности поглощенной дозы к сечению упругого рассеяния (—), к нулевой гармонике сечения упругого рассеяния (---), к первой гармонике сечения упругого рассеяния (- · -) и к сечению неупругого рассеяния (· · ·)

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Straker E., Sensitivity of Neutron Transport in Oxygen to Various Cross-Section Sets. ORNL-TM-2252, 1968.
2. Oblow E. General Sensitivity Theory for Radiation Transport. ORNL-TM-4110, 1973.
3. Bartine D., Oblow E., Mynatt F. Neutron Cross-Section Sensitivity Analysis: a General Approach Illustrated for a Na — Fe System. ORNL-TM-3944, 1972.
4. Bartine D., Oblow E., Mynatt F. Radiation Transport Cross-Section Sensitivity Analysis — a General Approach Illustrated for a Thermonuclear Source in Air. ORNL-TM-4335, 1973.
5. Гермогенова Т. А., Суворов А. П., Уткин В. А. Об оценке влияния погрешностей групповых констант на расчеты нейтронных полей в защитах. Докл. на совещ. комитета МАГАТЭ — ОЭСР по потребности в ядерных данных для расчета защиты, 1976.
6. Proc. of the Specialists Meeting on Sensitivity and Shielding Benchmarks, OECD — OCDE, Paris, 1975.
7. Joint NEA/IAEA Specialist Meeting on Nuclear Data Requirement for Shielding. Vienna, 1976.
8. 5th Intern. Conf. on Reactor Shielding. Knoxville, 1977.
9. Rief H. An Attempt of Sensitivity Calculations in 3D Geometry by Monte-Carlo Techniques. Meeting on Sensitivity Studies and Shielding Benchmark, OECD — OCDE, Paris, 1975.
10. Steinberg H. Correlated Sampling and its Implementation in the SAMCEP code, ORNL — RSIC-33, 1971, p. 161.
11. Масленников М. В. и др. Решение уравнения переноса в задачах о плоскопараллельном слое (программа РОЗ-5). Препринт Ин-та прикл. мат. АН СССР. М., 1972.
12. Выровский М. Ю. и др. — В кн.: Тезисы докл. Второй всесоюз. науч. конф. по защите от ионизирующих излучений ядерно-технических установок. М., изд. МИФИ, 1978, с. 10.
13. Базазянец Н. О. и др. АРАМАКО-2F — система обеспечения нейтронными константами расчетов переноса излучения в реакторах и защите. Препринт Ин-та прикл. мат. АН СССР. М., 1976.
14. Выровский М. Ю. и др. Оптимизация параметров среды по дифференциальным характеристикам поля излучения в некоторых задачах физики защиты реакторов. Препринт № 124. Ин-т прикл. мат. АН СССР. М., 1979.
15. Климанов В. А. и др. Распределение ионизирующих излучений в воздухе. М., Атомиздат, 1979.
16. Бычков В. М. Применение теоретических моделей ядерных реакций для оценки нейтронных сечений. Канд. дис. Киев, 1978.

Поступила в Редакцию 30.07.80

УДК 577.3:539.12.04+629.7

Нормативы радиационной безопасности для космических полетов

ВОРОБЬЕВ Е. И., КОВАЛЕВ Е. Е., ПЕТРОВ В. М., САКОВИЧ В. А.

Большое значение для развития отечественной космонавтики и космической медицины имеет введение в 1975 г. «Временных норм радиационной безопасности при космических полетах» (ВНРБ—75) [1]. Создатели пилотируемых космических кораблей и станций получили практические ориентиры — нормативные уровни радиационного воздействия в зависимости от длительности пребывания человека в космическом пространстве, т. е. вне защитного действия атмосферы Земли. Для космической медицины появляется возможность объединить отдельные системы поддержания жизнедеятельности и безопасности в единый комплекс медицинского обеспечения.

В утвержденных нормативах обобщен опыт обеспечения радиационной безопасности космических полетов. При их разработке использованы клинические материалы о радиационном воздействии в профессиональных условиях, при применении лучевой терапии, результаты комплексного «Хронического эксперимента», моделирующего воздействие космического излучения, результаты исследований биологического действия протонов и многозарядных ионов на ускорителях заряженных частиц, радиобиологические исследования на искусственных спутниках Земли, а также рекомендации Международной комиссии по радиационной защите и нормы радиационной безопасности, применяемые в СССР [2].

«Временные нормы радиационной безопасности» распространяются на все радиационные факторы, которые в условиях космического полета могут воздействовать на экипаж пилотируемого летательного аппарата любого назначения. В соответствии с ВНРБ—75 радиационная безопасность определена как совокупное свойство космического летательного аппарата, экипажа и средств обеспечения полета противостоять комплексному воздействию всех радиационных факторов, приводящих к снижению работоспособности участников космического полета, а также к появлению неблагоприятных последствий после его завершения. Система радиационной безопасности представляет собой комплекс инженерно-технических и медицинских методов, средств и мероприятий, осуществляемых на всех этапах проектирования и создания пилотируемого космического летательного аппарата, во время проведения полета и после его завершения. Основной регламентированной величиной является нормативный уровень радиации — суммарная эквивалентная доза облучения за время космического полета, которая в свете современных представлений не приводит к существенному при выполнении программы полета снижению работоспособности и к появлению неблагоприятных последствий после его завершения. В ВНРБ—75 для радиационной защиты при космических полетах принята еди-