

Выводы и заключение

В Методических указаниях МУ 2.6.1.016 – 2000 [5] приведены требования по безусловно приемлемой относительной неопределенности оценки значений дозиметрических величин. При дозах D близких к дозовому пределу должно выполняться условие: $-30\% < U/D-1 < +50\%$, где U- суммарная неопределенность результата измерений.

Данному критерию не удовлетворили 2 участника (из 13-ти). У 6-ти участников основной вклад в погрешность дает калибровка (систематическое отклонение результатов измерений). У 5-ти участников измерительная система имеет значительную нелинейность в верхнем диапазоне измерений (до 10 Зв). Это имеет значение, так как измерительные системы ИДК должны перекрывать аварийный диапазон доз до 10Гр. Нужно отметить, что стандартные процедуры поверки не позволяют выявить данные проблемы (все средства измерения участников без условия были поверены).

Программа сличения не включала (как это делалось в других сличениях [1, 2, 3]) облучение в поле рентгеновского излучения, дополнительного облучения в поле жесткого бета излучения или нейтронного излучения, хотя в практике радиационного контроля (включая ИДК на АЭС), такие

условия облучения встречаются. Тем не менее, даже такая не широкая по типам испытаний программа сличения, показала «тонкие» места, на которые лабораториям ИДК нужно обратить внимание. И безусловно, такие сличения необходимо проводить один раз в 3 года.

Литература

1. EURADOS Report 2015-02 Braunschweig, April 2015.
2. А.Г.Алексеев, П.Ф.Масляев, В.Н.Лебедев и др. « Сличение индивидуальных дозиметров фотонного излучения (COMPARE-98). Препринт ИФВЭ №1. 2000.
3. А.Г.Алексеев, Ю.В.Быстров, Н.Н.Бараненков, В.Е.Косяненко, И.В.Долженков / “Тест-сличение средств измерения индивидуального дозиметрического контроля АЭС концерна Росэнергоатом” / АНРИ №3, 2002, стр. 15-20.
4. А.Г.Алексеев - ППСР 2017 / <http://www.myshared.ru/slide/1381252>
5. МУ 2.6.1.016 – 2000. Методические указания. Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками излучения. Общие требования.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ГАММА-СПЕКТРОМЕТРА ПРИ ПРОВЕРКЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ БИОЛОГИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ

Алексеев Александр Григорьевич

старший научный сотрудник НИЦ Курчатовский институт- ИФВЭ
г.Протвино, площадь науки 1

Алексеев Павел Александрович

старший научный сотрудник, ктн АО «ГНЦ РФ-ФЭИ»
г. Обнинск, Калужской обл., пл. Бондаренко, 1

Янович Андрей Анатольевич

научный сотрудник НИЦ Курчатовский институт- ИФВЭ
г.Протвино, площадь науки 1

DOI: [10.31618/ESU.2413-9335.2019.1.63.155](https://doi.org/10.31618/ESU.2413-9335.2019.1.63.155)

GAMMA SPECTROMETER FOR THE TESTING OF RADIATION SHIELDING

Alexeev A.G.

NRC «Kurchatov Institute» – IHEP

Alexeev P.A.

JSC "SSC RF – IPPE"

Yanovich A.A.

NRC «Kurchatov Institute» – IHEP

АННОТАЦИЯ

Показана возможность измерения кратности ослабления толстой бетонной защиты с помощью гамма-спектрометра и радионуклидного источника ^{192}Ir . Приведены характеристики спектрометра как средства измерения мощности амбиентного эквивалента дозы. Приведены результаты определения кратности ослабления бетонного герметичного ограждения 2-го энергоблока Нововоронежской АЭС-2.

ABSTRACT

The possibility of measuring of the attenuation factor of thick concrete protection using a gamma spectrometer and a ^{192}Ir radionuclide source is shown. The characteristics of the spectrometer as a dosimeter of the ambient dose equivalent are presented. The results of determining the attenuation factor of a concrete hermetic enclosure of the 2nd power unit of Novovoronezh NPP-2 are presented.

Ключевые слова: гамма-спектрометр, биологическая защита, радионуклидный источник, АЭС.

Keywords: gamma-spectrometer, biological protection, radionuclide source, nuclear power plant.

Введение

Обязательным условием ввода в эксплуатацию радиационно-опасных объектов, таких как, например, хранилища отработанного ядерного топлива или ядерных отходов, горячие камеры, новые энергоблоки АЭС, ускорители заряженных частиц, является прохождение поверки эффективности биологической защиты. Эффективность биологической защиты определяется следующим образом: в объект помещается источник радиоактивного излучения и выполняется измерение мощности дозы за защитой. Отношение измеренной мощности доз в присутствии защиты к мощности дозы, когда защита отсутствует является параметром биологической защиты, обычно называемым кратностью ослабления. Вклад в мощность дозы от источника излучения нужно измерить на фоне естественного радиационного фона. Поэтому, что бы точно измерить этот вклад нужно либо увеличивать активность (мощность источника) либо использовать методику, позволяющую выделять этот вклад [1]. На пуско-наладочных работах новых блоков АЭС сложилась практика использования радионуклидного источника ^{192}Ir для определения кратности ослабления биологической защиты элементов локализующей системы безопасности. В существующей методике измерений используется стандартный дозиметр гамма излучения, что не позволяет использовать методику для бетонного локализующего ограждения (толщина бетона до 120 см).

В данной работе рассматривается возможность применения методики для толстой бетонной защиты с помощью использования гамма-спектрометра.

Метод исследования

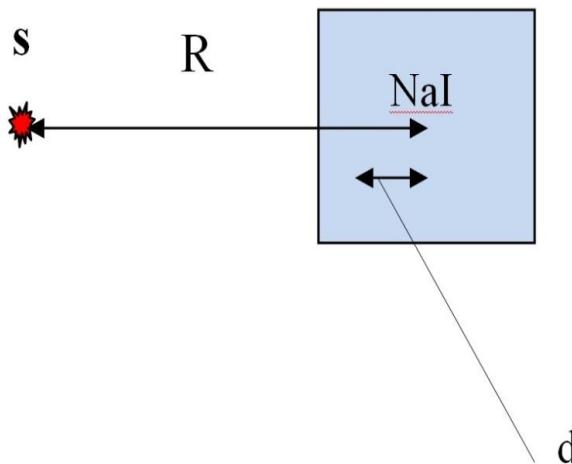


Рис.1. Схема расчета и измерения эффективного центра детектора.

При расчете эффективности детектора NaI 63x63 мм с помощью MCNPX использовалась мода F8, позволяющая рассчитывать спектры энерговыделения в детекторе с учетом различных факторов (в том числе с учетом разрешения детектора). Расчеты показали, что эффективный центр для данного детектора находится на 2,95 мм ближе к источнику,

Идея метода состоит в том, чтобы вместо стандартного дозиметра гамма-излучения использовать чувствительный гамма-спектрометр. Измеряемый энергетический диапазон – спектр естественного радиоактивного фона от 10 (20) кэВ до 3 МэВ. Энергетический спектр гамма-квантов используемого для проверки биологической защиты радионуклидного источника, как правило, уже. Например, ^{192}Ir имеет энергетический спектр гамма квантов в диапазоне от 100 до 600 кэВ. Измеряя мощность дозы только в этом диапазоне можно существенно повысить точность определения кратности ослабления.

Гамма-спектрометр

В данной работе использовалось средство измерения СИ - Устройство детектирования гамма-излучения сцинтилляционное цифровое автономное УДС-ГЦА-63x63-RS/BT1 № 0001-18[2]. Используемый детектор – NaI 63x63 мм. Работа состояла в расчете чувствительности детектора к гамма излучению с использованием программы MCNPX[3], и экспериментальной калибровке гамма-спектрометра с помощью набора ОСГИ (образцовых спектрометрических гамма источниках).

Определение эффективного центра детектора

Под эффективным центром детектора в данном случае понимаем точку в детекторе, для которой выполняется «закон обратных квадратов», т.е. $N \cdot (R-d)^2 = \text{const}$; где N- число импульсов от источника, R- расстояние между точечным источником и геометрическим центром детектора; d- расстояние между геометрическим центром детектора и эффективным центром детектора (Рис.1).

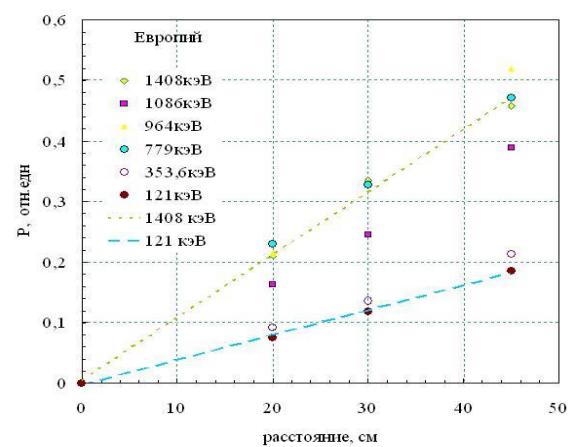


Рис.2. Зависимость P от расстояния центр детектора - источник для разных линий изотопа ^{152}Eu .

чем геометрический центр детектора. Т.е. если расстояние между центром детектора и источником – 20 см, между эффективным центром и источником – 17,05 см. Данная величина использовалась для экспериментальной оценки фотоэффективности де-

тектора. На рис.2 приведена экспериментальная зависимость P , где $P = \sqrt{\frac{1}{N(R-2,95)^2}}$ для ряда линий изотопа ^{152}Eu , которая подтверждает расчет.

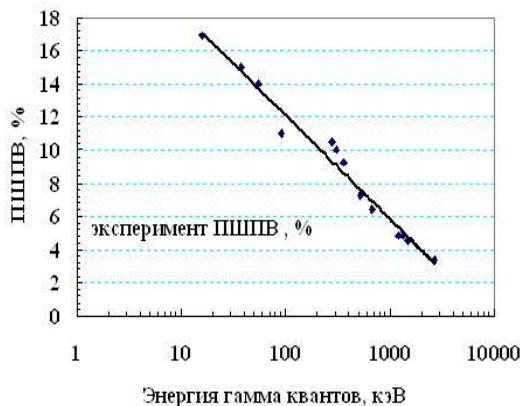


Рис.3.-Значение полуширины на полувысоте фото пика (ПШПВ).

На рис. 4 приведена зависимость фотоэффективности (число событий (импульсов) в фотопике) к числу падающих гамма квантов), там же приведены данные по расчету по MCNPX. Для данного детектора для гамма квантов ниже 300 кэВ практически все импульсы определяются фотоэффектом.

Метод измерения амбиентного эквивалента дозы (МАЭД) (мощности дозы)

Мощность амбиентного эквивалента дозы определяется следующим образом:

$$\text{МАЭД} = \sum N_i \cdot A_i$$

Было выполнено экспериментальное определение разрешения спектрометра. На рис.3 приведены значения полуширины на полувысоте фотопика (пика фотопоглощения) в зависимости от энергии гамма квантов. В дальнейшем эти данные использовались при расчете по программе MCNPX.

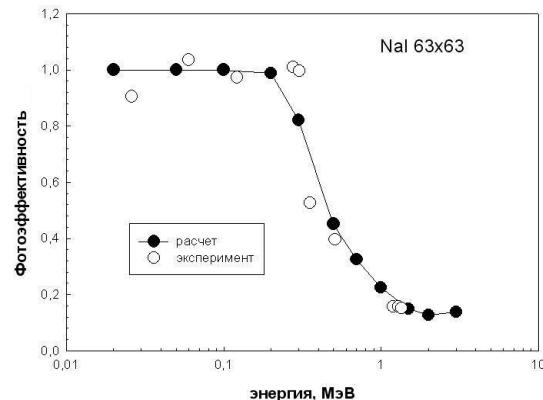


Рис.4-Фотоэффективность детектора.

где N_i – скорость счета в i -м интервале спектра (спектр разбивается на интервалы в диапазоне от 0,005 до 3 МэВ) (имп/с, имп/час), A_i – коэффициент зависящий от величины импульса (в единицах МэВ) и определяется для i -го интервала (мкЗв/имп, пЗв/имп). Коэффициенты A_i подбирались таким образом, что бы «ход с жесткостью» (погрешность измерения МАЭД была минимальной в интервале от 0,03 до 3 МэВ. Использовались данные [4] по МАЭД. Зависимость A_i приведена на рис.5. Относительная зависимость чувствительности применяемого дозиметра приведена на рис.6. В диапазоне от 0,03 до 3 МэВ погрешность не превышает $\pm 5\%$.

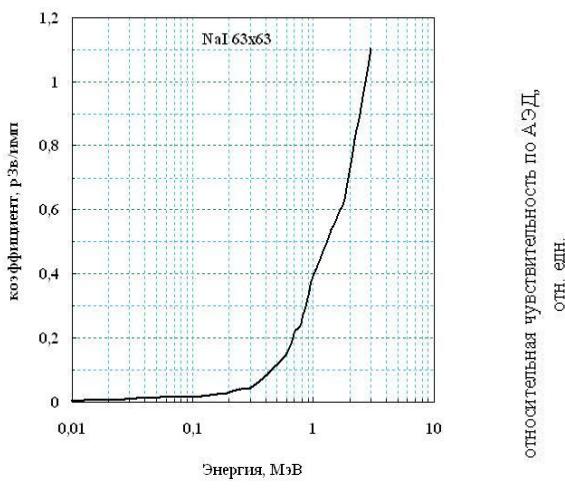


Рис.5. Зависимость коэффициента A_i от энергии гамма-квантов.

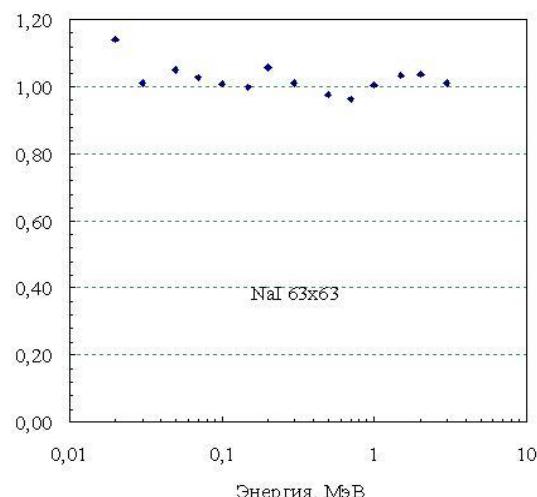


Рис.6. Относительная чувствительность детектора («ход с жесткостью») от энергии гамма квантов.

В таблице 1 приведены результаты измерения мощности амбиентного эквивалента дозы (МАЭД)

для разных образцовых радионуклидных источников. Для сравнения приведены расчетные величины по паспортным данным.

Таблица 1.

Результаты измерения МАЭД

№	Источник, геометрия	измерение	По паспортным данным
		МАЭД, мкЗв/ч	
1	Фон (диапазон от 0,005- 3МэВ)	0,080	-
2	^{60}Co , на расстоянии 20 см от центра детектора	0,72	0,68
3	^{241}Am на расстоянии 20 см от центра детектора	0,015	0,0147
4	^{22}Na	0,447	0,472
5	^{139}Ce	$5 \cdot 10^{-5}$	$4,17 \cdot 10^{-5}$
6	^{57}Co	$5,6 \cdot 10^{-4}$	$5,14 \cdot 10^{-4}$
7	^{133}Ba	0,056	0,053
8	^{137}Cs	0,31	0,303
9	^{152}Eu	0,47	0,45

Отклонение результата измерений от данных по паспорту (погрешность активности по паспорту 4% Р=0,95) не выше 10% (кроме ^{139}Ce -15%).

Измерение кратности ослабления бетонной защитной оболочки на Нововоронежской АЭС-2 энергоблок 2

Выполнялись измерения кратности ослабления внутренней бетонной защитной оболочки на 2-

м блоке Нововоронежской АЭС-2. Геометрия измерения приведена на рис.7. Измерения выполнялись рядом со шлюзом для персонала. Источник находился в межоболочечном пространстве герметичного ограждения. На рис. 8 показаны фоновые измерения.



Рис.7. Геометрия измерения кратности ослабления бетонной герметичной оболочки.



Рис.8. Фоновые измерения в условиях НВАЭС-2.

При измерениях применялся источник ^{192}Ir с активностью 100 Ки. Технически, дверь шлюза нельзя было полностью закрыть. Поэтому для оценки вклада утечки излучения источника через шлюз выполнялись измерения в точках 1,4 – 7.

Спектр гамма квантов в точках 1 и 3 приведены на рис.9 и 10. От источника регистрируются гамма кванты с энергией ниже 0,6 МэВ, что и соответствует энергетическому распределению гамма квантов от ^{192}Ir , расчетный спектр излучения которого за бетонной защитой 1м показан на рис.11. Расчет выполнен по программе MCNPX.

Зависимость мощности дозы (вклад от источника) от источника в точке измерения приведен на рис.12. По характеру распределения можно сделать вывод, что вкладом рассеянного излучения (утечкой через шлюз) в точке 7 можно пренебречь.

Мощность дозы от источника в точке 7 составила 1,2 нЗв/ч. Что составляет кратность ослабления $1,32 \cdot 10^8$; для гамма квантов изотопа ^{60}Co (или гамма квантов с энергией 1,25 МэВ) кратность ослабления составляет $2,2 \cdot 10^5$, что соответствует расчетным и проектным данным.

На рис. 13 приведена зависимость измеряемой дозы от источника ^{192}Ir от времени набора спектра для определения кратности ослабления бетона толщиной 120 см. Принималось, что статистическая погрешность вклада (числа событий) от источника в диапазоне ниже 0,6 МэВ должна иметь значение не более 9% , в этом случае погрешность измерения дозы от источника будет не хуже 10% (статистическая). Если для источника с активностью 100 Ки достаточно 15 минут, то для источника 40 Ки – время измерения – 2 часа.

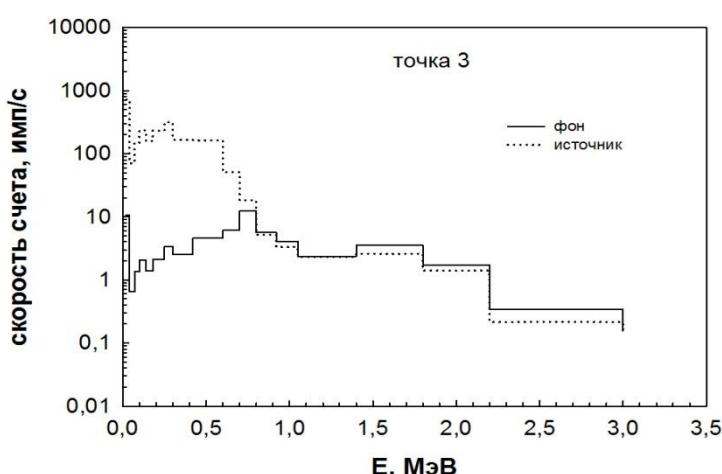


Рис. 9. Спектр гамма квантов в точке 3.
Доза от источника (над фоном) – 170 нЗв/ч; фон -84 нЗв/ч

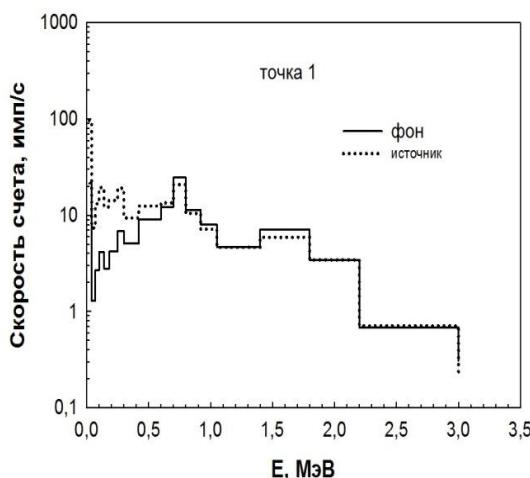


Рис. 10. - Спектр гамма квантов в точке 1.
Доза от источника (над фоном) - 18,4 нЗв/ч; фон -85
нЗв/ч

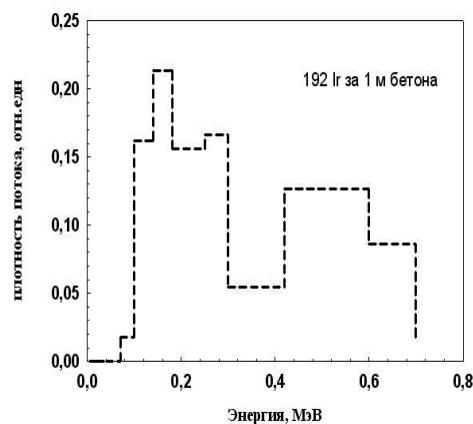


Рис. 11. Спектр гамма квантов от ^{192}Ir ис-
точника за бетонной защитой 1м.
Расчет по MCNPX.

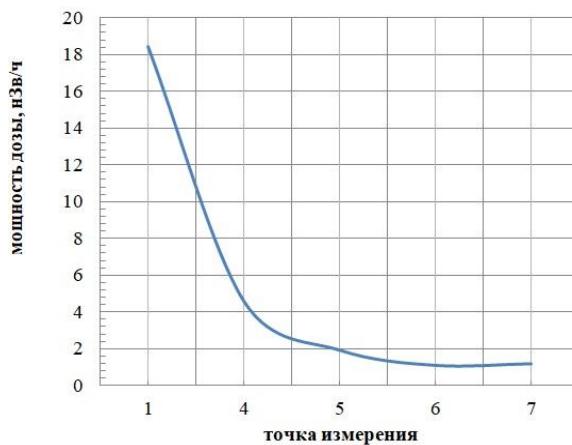


Рис. 12 – Мощность дозы от источника (вычитался фон) в точках измерения.

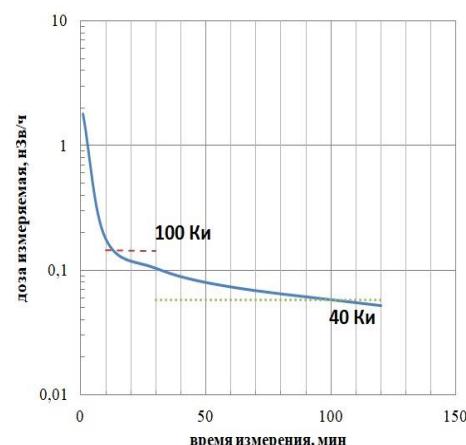


Рис. 13- Время измерения спектра гамма квантов для измерения кратности ослабления бетона толщиной 120 см.

Цифры у кривых – активность источника.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Показано, что использование гамма-спектрометра и радионуклидного источника ^{192}Ir позволяет проводить измерения кратности ослабления толстой бетонной защиты (толщины порядка 120 см) с достаточно приемлемой погрешностью и временем измерения. Разработанный метод включен в новую версию стандартизованной методики измерения [5], которая используется в пуско-наладочных работах на АЭС.

Работа выполнена при поддержке А.Ю.Соколова (Генерального директора общества с ограниченной ответственностью «АтомПромИнжиниринг»).

Литература

1. Алексеев А.Г., Алексеев П.А., Бритвич Г.И.- Исследование возможности использования

нейтронного источника для проверки толстой радиационной защиты из бетона) \ Ежемесячный научный журнал ЕВРАЗИЙСКИЙ СОЮЗ УЧЕНЫХ (ЕСУ) № 4(61) / 2019 1часть 2, стр.7-12, DOI: 10.31618/ESU.2413-9335.2019.2.61.10.

2. <http://aspect.dubna.ru/new/page.php?page=494>

3. Denise B. Pelowitz, MCNPX User's Manual- Version 2.6.0, April 2008 LA-CP-07-1473

4. Report ICRU 2017
<http://www.icrp.org/docs/ICRU%20and%20ICRP%20Draft%20Joint%20Report%20Operational%20Quantities%20for%20External%20Radiation%20Exposure.pdf>

5. СТО 81632696-0001-2015 - «Методика измерения кратности ослабления мощности дозы гамма излучения биологической защитой элементов локализующих систем безопасности», ООО «АПИ», Протвино.

ДИСКРЕТНОЕ ПРЕОБРАЗОВАНИЕ ФУРЬЕ СИГНАЛОВ С НЕРАВНОМЕРНЫМИ ВЫБОРКАМИ

Булатов Виталий Николаевич

профессор, д-р техн. наук,
Оренбургский государственный университет

Худорожков Олег Викторович

доцент, канд. техн. наук,
Оренбургский государственный университет

Тимонов Евгений Сергеевич

доцент, Оренбургский государственный университет

АННОТАЦИЯ

В работе приведено обоснование актуальности дискретного преобразования Фурье сигналов с неравномерными по времени выборками. Представлен метод дискретного преобразования Фурье функций оконного дискретного сигнала, аппроксимированного многочленом Ньютона, где сам многочлен Ньютона формируется по выборкам сигнала согласно разработанному для этих целей алгоритму. Полученный метод для дискретного преобразования Фурье позволяет производить цифровой спектральный анализ сигналов (в отличие от классического дискретного преобразования Фурье) с неравномерными по времени выборками их значений, обеспечивая при этом высокую точность.