

СОФИЙСКИ УНИВЕРСИТЕТ „СВ. КЛИМЕНТ ОХРИДСКИ“

ФИЗИЧЕСКИ ФАКУЛТЕТ

КАТЕДРА АТОМНА ФИЗИКА



Ивелина Симеонова Стефанова

Специалност: Ядрена техника и ядрена енергетика

Факултетен № 5PH0730003

Гама-спектрометрия на ядрено гориво в ЯЕЦ

Научен ръководител:

Контролиращ физик, "АЕЦ Козлодуй" ЕАД

Александър Пимпас

Научен консултант:

Доц. Д-р Пламен Петков

София

Септември 2025г.

Съдържание

1. Увод.....	4
2. Цели и задачи на дипломната работа.....	5
3. Използвана терминология и съкращения	6
4. Необходимост от контрол на ЯГ	8
5. Гама-кванти	8
5.1 Същност и възникване.....	8
5.2 Взаимодействие с материя	9
5.2.1 Фотоефект.....	10
5.2.2 Ефект на Комптън.....	11
5.2.3 Образуване на двойка електрон-позитрон	11
6. Гама-спектрометрия.	11
6.1. Основи на гама-спектрометрията.....	11
6.2. Компоненти на гама-спектрометричната апаратура.....	12
6.2.1 Детектор.....	12
6.2.2 Защитна обвивка на детектора	16
6.2.3 Електронен блок.....	17
6.2.4 Визуализация и обработка	18
7. Описание на горивото използвано в „АЕЦ Козлодуй” ЕАД.....	20
8. Приложение на гама-спектрометрията в ядрената енергетика (ядрени горива)	21
8.1 Гама спектрометричен контрол на обогатяването на СЯГ	21
8.1.1 Гама спектрометричен контрол на обогатяването на СЯГ за ВВЕР-1000 в АЕЦ Козлодуй	22
8.1.2 Гама-спектрометрична апаратура за контрол на обогатяването на СЯГ за ВВЕР-1000 в АЕЦ Козлодуй	22
8.1.3 Процедура за гама-спектрометричен контрол	22
8.1.4 Оценка на обогатяването и резултати от измервания	23
8.2 Оценка на дълбочината на изгаряне на отработено ядрено гориво, чрез гама-спектрометрия	26
8.2.1 Съхранение на ОЯГ в АЕЦ Козлодуй.....	26
8.3 Оценка на концентрацията на уранови изотопи (U-232) в свежо ядрено гориво.....	32

9. Заключение	33
Библиография	33
Приложение 1	36
Приложение 2	37
Приложение 3	38
Приложение 4	39
Приложение 5	40
Приложение 6	41
Приложение 7	42
Приложение 8	43
Приложение 9	44
Приложение 10	45
Приложение 11	46

1.Увод

След откриването на структурата на атома и радиоактивността в края на 19 век, както и последващите изследвания на Пиер и Мария Кюри, се създава началото на развитието на ядрената физика. Откриването на неутрона от Дж. Чадуик дава нов тласък на развитието на ядрената физика, заедно с деленето на уранови ядра, открито по-късно през 30-те години на XX век, стават основа за развитието на ядрените технологии с мирно и военно приложение.

В следващите десетилетия ядрената енергетика се развива все по-интензивно, като надежден източник с висока енергийна плътност и ниски въглеродни емисии. Към днешна дата в световен мащаб се експлоатират 416 реактора в 32 държави, с цел производство на енергия с обща мощност 376,26 GW(e) [1], което допринася за приблизително 9% от световното електропроизводство. През 2025г. са в строеж 62 бр. ядрени енергоблока (ЯЕБ) с оценена мощност от 19,69 GW(e) [1]. Само в Китай опериращите реактори са 57 на брой, а още 29 са в етап на строеж, резултат постигнат за последните 35 години.

За експлоатацията на ядрените електрически централи (ЯЕЦ) се използват над 65 000 тона природен уран годишно (виж Прил. 1, фиг. 1) [2]. Основната суровина за производството на ядрено гориво е уранът – тежък метал с естествена радиоактивност, който се среща в природата главно под формата на смес от изотопите U-238(99.3%) и U-235(0.7%). Получаването на топлинна енергия в реакторите се дължи главно на изотопа U-235, поради тази причина горивото подлежи на обогатяване с U-235, като обогатяването е между 3-5% [3].

Началото на българската ядрена енергетика е поставено през 1966 година чрез подписване на споразумение за сътрудничество между Р. България и Съветския съюз за построяване на атомна електроцентрала. Резултатът от общите усилия е АЕЦ “Козлодуй” – първата атомна централа в югоизточна Европа и единствената такава в България. В периода от 1969 г. до 1991 г., на територия от около 4500 декара са построени 6 ядрени енергоблока, производствени и спомагателни съоръжения, както и брегова помпена станция с канали за техническо водоснабдяване [4]. Към момента, първи до четвърти енергоблок са класифицирани като съоръжения за управление на радиоактивни отпадъци (РАО) и са в процес на извеждане от експлоатация от страна на Държавно предприятие за радиоактивни отпадъци (ДП РАО), докато 5 и 6 блок продължават да бъдат експлоатирани от “АЕЦ Козлодуй” ЕАД, съгласно издадените от Агенцията за ядрено регулиране безсрочни лицензии. Обоснована е дългосрочната безопасна експлоатация на двата блока - 5 блок до 2047 г., 6 блок до 2051 г.

Гама-спектрометрията е неразрушителен аналитичен метод за количествено и качествено определяне на радионуклиди в измерван обект, често приложим без предварителна подготовка на проба. Базира се на детектиране и количествено оценяване на гама-лъчението (йонизиращо електромагнитно лъчение), което се генерира при девъзбуждане на атомните ядра след ядрени реакции (радиоактивност). Този метод се използва за идентифициране на радионуклиди и количествената им оценка, както и оценка на други физични величини или

настъпили събития, пропорционални на наличието и активността на отчетените радионуклиди. Методът се отличава с висока чувствителност и широка приложимост, намирайки приложение в научни изследвания, медицинската физика, криминалистиката, мониторинг на околната среда, както и широко приложение в индустриални процеси, каквито са и тези в АЕЦ.

2.Цели и задачи на дипломната работа

Целта на текущата дипломна работа е запознаване на дипломанта с теоретични и практически основи на гама-спектрометрията и приложенията и при експлоатацията на ядрени горива, както и запознаване с конкретни приложения на гама-спектрометрия в АЕЦ Козлодуй.

За изпълнение на поставената цел са формулирани следните задачи:

- 1) Намиране и проучване на достъпни източници на информация, както свободно достъпни, така и собственост на „АЕЦ Козлодуй“ ЕАД, с цел добиване на основни теоретични и практически познания за гама-спектрометрията и приложенията и при експлоатацията на ядрени горива.
- 2) Запознаване с процедурите и апаратурата за гама-спектрометричен контрол на ядрени горива в АЕЦ Козлодуй и усвояване на основни познания за приложенията на гама-спектрометрия в АЕЦ Козлодуй, целящи осигуряване на качествена и безопасна експлоатация на ядрени горива.
- 3) Изследване и обработка на данни от реални спектрометрични измервания на ядрено гориво.

3. Използвана терминология и съкращения

МААЕ	Международна агенция по ядрена енергетика
ЯЕЦ	Ядрена електрическа централа
ЯГ	Ядрено гориво
СЯГ	Свежо ядрено гориво
ОЯГ	Отработено ядрено гориво
АЕЦ	Атомна електрическа централа
ТОЕ	Топлоотделящ елемент
ТОЕГ	Топлоотделящ елемент с гадолиний
ДР	Дистанционираща решетка
ТОК	Топлоотделяща касета
ВВЕР	Водо-воден енергиен реактор
ЯР	Ядрен реактор
ЕБ	Енергоблок
ЗБИЯЕ	Закон за безопасно използване на ядрената енергетика
АЯР	Агенция за ядрено регулиране
РАО	Радиоактивни отпадъци
ФЕУ	Фотоелектронен умножител
ДП РАО	Държавно предприятие Радиоактивни отпадъци
БОК	Басейн за съхранение на горивото
ХОГ	Хранилище за отработено гориво
ХССОЯГ	Хранилище за сухо съхранение на ядрено гориво
ISOCS	In Situ Object Counting System
ВСГ	Възел свежо гориво
ОСГ	Отсек за съхранение на горивото
BU (burn up)	Изгаряне на горивото (дълбочина на изгаряне)
АКДИ	Апаратура за контрол дълбочината на изгаряне
ППД	Полупроводников детектор
НОБУОЯГ	Наредба за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво
PWR	Pressurized water reactor (Реактори с вода под налягане)
ЯЕЦ	Ядрена електрическа централа
ОР СУЗ	Орган за регулиране на системите за управление и защита
РС	Personalised computer (Личен компютър)
МСА	Multichannel analyser (Многоканален анализатор)
ROI	Region of interest (Регион от интерес)
ЦТ	Централна тръба
ДИ	Дълбочина на изгаряне
ЯМ	Ядрен Материал
ХОВ	Химически обезсолена вода

Йонизиращо лъчение – “предаване на енергия под формата на частици или електромагнитни вълни с дължина на вълната до 100 нанометра или честота над 3×10^{15} Hz включително, способни да създават йони пряко или непряко” [5].

Ефективен коефициент на размножаване на неутрони (Кеф): “отношението на броя погълнати неутрони, получени при делене за определен интервал от време, и пълния брой неутрони, загубени при поглъщане и напускане на средата за същия интервал от време за крайна среда” [6].

Чохъл - метална кошница за съхранение на СЯГ и ОЯГ, осигуряваща дистанциране на касетите.

Радиоактивност – ядрено превърщане на нестабилни атомни ядра, водещо до промяна в състава на ядрото, придружено от излъчване на йонизиращи лъчения

Период на полуразпадане – Времето за което начален брой нестабилни ядра претърпяват разпад и намаляват два пъти

In Situ гама спектрометрично измерване - Гама спектрометрично измерване на място без пробоотбор и пробоподготовка.

Характеристично рентгеново лъчение - „електромагнитно лъчение с прекъснат енергиен спектър, възникващо при преходи към вътрешни слоеве на електронната обвивка на атома“ [7].

Дълбочина на изгаряне – величина, която характеризира отделената енергия от единица маса тежък метал (уран)

Burn Up Credit – Методология, използвана при анализи за ядрена безопасност, която отчита намаляването на дялящите се изотопи и натрупването на шлаки, намалявайки разможителните свойства на горивото.

Мъртво време - времеви интервал, през който детекторната апаратура е нечувствителна и не регистрира попадналите в активния обем на детектора йонизиращи лъчения.

4. Необходимост от контрол на ЯГ

Едно от най-важните неща в състава на ядреното гориво е количеството дялящ се материал в него. Един материал се нарича дялящ, когато в себе си съдържа ядра, за чието делене е достатъчна енергията на свързване на допълнителния неутрон. Такива са изотопите ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu и ^{241}Pu , от които само ^{235}U се среща в природата. От тях всички без ^{241}Pu могат да се използват като ядрено гориво. Поради малкото съдържание на ^{235}U в природната изотопна смес (0,711%), днес голяма част от ядрените реактори по света използват ядрено гориво със слабообогатено съдържание на този изотоп до 5%.

Причината за това е, че този тип реактори използват топлинни неутрони за поддържане на верижната реакция. Типичните стойности за реакторите ВВЕР, които има на територията и на „АЕЦ Козлодуй“ ЕАД са 3,6 %, 4,0 %, 4,4 % и 4,7 %.

С цел безопасната, надеждна и законосъобразна експлоатация на ядрените съоръжения и съоръженията за съхранение на ядрено гориво, гама-спектрометрията намира широко приложение в АЕЦ Козлодуй. Методът се използва за контрол на обогатяването и съдържанието на U-232 в свежото гориво, контрол на херметичността на горивото по време на експлоатация и след изваждане от реактора, както и за обосновка на ядрената безопасност при съхранение на отработено ядрено гориво (ОЯГ). Също така намира приложение при оценка на радиоактивните изхвърляния, локализиране и оценка на течове от първи към втори контур, оценка на очакваната доза от вътрешно облъчване на персонала, изследване на радиоактивни замърсявания и други.

5. Гама-кванти

5.1 Същност и възникване

По природа гама-лъчението представлява поток от фотони (електромагнитни кванти) с енергия варираща от няколко килоелектронволта (keV) до няколко мегаелектронволта (MeV). Отличително тяхно свойство е липсата на заряд, поради което имат висока проникваща способност. Както всички фотони, гама-квантите проявяват както корпускулярни свойства (енергия, импулс и т.н.), така и вълнови свойства (дължина на вълната, интерференция, дифракция)[8].

Получаване или излъчване на гама-кванти настъпва в резултат на следните процеси:

1) Ядрени преходи

В следствие на алфа- и бета-разпад, често дъщерното ядро е във възбудено състояние, за да снесе възбуждането дъщерното ядро излъчва един или повече гама-кванти. Тези гама-кванти са с конкретни енергии и са характерни за конкретния изотоп и преход, което лесно позволява тяхната идентификация. В някои случаи не

е необходимо да е настъпил алфа- или бета-разпад, но отново могат да се излъчат гама-кванти, в следствие от ядрена релаксация[8].

2) Ядрени реакции

Ядрата често са във възбудено състояние след улавяне на неутрон или в процеса на делене и сливане на ядрата. При заляването на неутрон, ядрото преминава във възбудено състояние, за да стигне отново до стабилно състояние излъчва гама-кванти. В резултат на ядрено делене, фрагментите от деленето са във възбудено състояние и за да снемат възбудата излъчват гама-кванти. При ядреното сливане или така наречения ядрен синтез, след сливането на двете леки ядра, полученото по-тежко ядро може да е във възбудено състояние и то също ще излъчи гама-кванти, за да достигне до основно състояние[8].

3) Аниhilация

По дефиниция аниhilацията е процес на превръщане на двойка частица-античастица в други частици с малка или нулева маса, например фотони. При сблъсък на електрон и позитрон, те аниhilират и в резултат на това се получават два гама-кванта с енергия 511 keV всеки. Получените гама-кванта се разпространяват в противоположни посоки[8].

4) Естествена радиоактивност

Няма как да не споменем, че съществува и естествена радиоактивност, дължаща се както на космическото лъчение, така и на естествени радионуклиди. Естествените радионуклиди се групират в семейства спрямо това от кой радионуклид произлизат. Известни са три естествени радиоактивни семейства – уран-радиево, началото на което дава ^{238}U , ториево с родоначалник ^{232}Th и актиниево, началото на което дава ^{235}U . Друг естествен източник на облъчване е ^{40}K , съдържащ се в почвата, строителни материали и храната. Радонът също се включва в естествения гама-фон, той е продукт от веригата на разпад на урана и тория. Космическото лъчение от своя страна взаимодейства с атомите и молекулите изграждащи атмосферата, създавайки вторично космическо лъчение, състоящо се от гама-кванти, електрони, неутрони и различни елементарни частици [14].

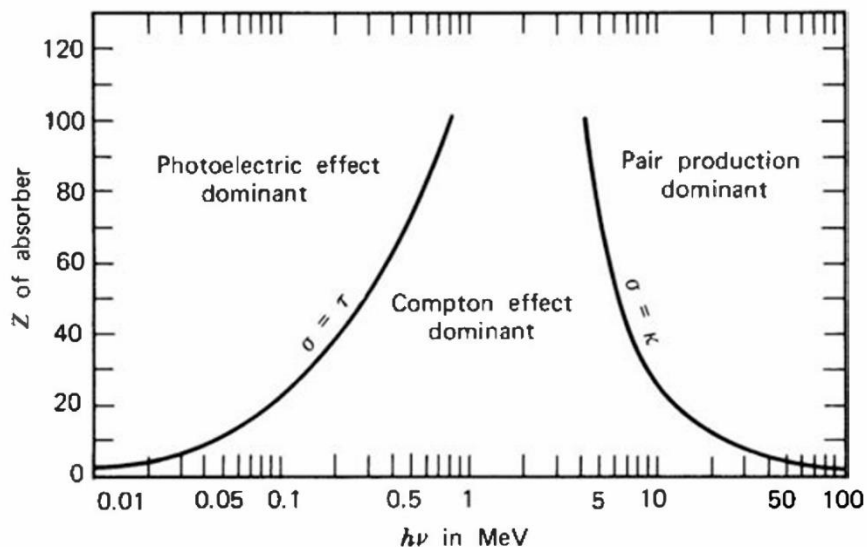
5.2 Взаимодействие с материя

Регистрирането на частици и различни видове лъчения, чрез детектори, е възможно благодарение на образуването на заредени вторични частици, които впоследствие се събират и формират електрически сигнал. При заредените частици, в частно алфа- и бета-частиците, този процес се реализира директно чрез йонизация и възбуждане на атомите в активно обем на детектора. Гама-квантите обаче нямат електрически заряд и не могат да йонизират директно. Те се регистрират чрез взаимодействия, при които енергията им се предава на електрони от детекторния материал. Получените по този начин заредени електрони, преминавайки предизвикват нови йонизации и възбуждания[8].

Основните три процеса, чрез които взаимодейства γ -лъчението с атомите на веществото, са:

1. Фотоефект
2. Ефект на Комптън
3. Образуване на двойка електрон-позитрон

Настъпването на всеки от процесите зависи от енергията на налитания γ -квант. На фиг.2 са представени областите на доминиращите механизми, при взаимодействието на гама-лъчение с веществото, в зависимост от енергията на гама-кванта $h\nu$ и атомния номер Z на поглътящия материал. В ниските енергии доминира фотоефекта, а във високите създаването на двойка електро-позитрон и в средните енергии Комптъновия ефект.



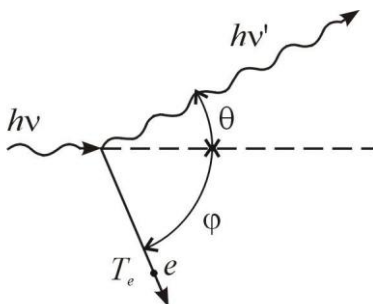
Фиг.2 Основни процеси на взаимодействие на гама-кванти с вещество
[изт. Knoll, G. F. Radiation Detection and Measurement. 3rd Ed. New York: John Wiley & Sons, 2000, стр. 52]

5.2.1 Фотоефект

Фотоефектът е процес, при който фотонът бомбардира атома, в следствие на което изчезва, като неговата енергия се предава на свързан електрон от вътрешните слоеве на електронната обвивка. В резултат на това фотоелектронът напуска атома и на негово място остава празна ваканция, която бързо се запълва от електрон от по-горен слой. При този преход се отделя характерично рентгеново лъчение. В някои от случаите може да се отдели Оже-електрон, вместо характеричен фотон, който да отнесе енергията на възбуждане. За гама-кванти с достатъчно висока енергия най-вероятно е да предаде енергията си на електрон от електронна обвивка с най-висока енергия, а именно най-здравия слой К-слоя [10].

5.2.2 Ефект на Комптън

С увеличаване на енергията на фотоните, намалява вероятността да настъпи фотоефект, като нараства вероятността за разсейване на гама-кванти със загуба на енергия. Това е причина за настъпване на комптъновия ефект. Същността на комптъновия ефект се състои във взаимодействието между гама-квант и свободен електрон, при което част от енергията на гама-кванта се предава на електрона. При това взаимодействие гама-кванта се разсейва под ъгъл θ (фиг.3). Важно е да се отбележи, че както и при фотоефекта, падащият и разсеяният фотон, както и разсеяният електрон лежат в една равнина, съвпадаща с равнината на електрическия вектор на електромагнитното поле [10],[11].



Фиг.3 Кинематика на комптъново разсейване [12]

5.2.3 Образуване на двойка електрон-позитрон

Съществува и обратен процес на аниhilацията, а именно раждане на двойка електропозитрон, при което гама-кванта изчезва. За да може гама-кванта да се превърне в двете частици, е необходимо неговата енергия да е по-голяма от $2m_0c^2$, където m_0 е масата на електрона. Тази долна граница на енергията отговаря на 1,022 MeV [10].

6. Гама-спектрометрия.

6.1. Основи на гама-спектрометрията

Гама-спектрометрията има съществена роля в изследването и идентифицирането на радиоактивни вещества в околната среда, естествени радионуклиди, така и продукти на делене и активация получени при нормална експлоатация на ядрени електроцентрали, които излъчват гама-лъчи[9]. Гама-спектрометрията представлява високочувствителен метод за анализ на радиоактивни материали, основаващ се на регистрирането на характеристични гама-кванти, които се излъчват при ядрени преходи. Този метод намира широко приложение в ядрената енергетика, където се използва за контрол на свежо и отработено ядрено гориво[8],[9].

При преходи между различните енергетични нива, при възбудени състояния на ядрата, се отделят гама-кванти. Едно ядро може да премине във възбудено състояние в резултат на различни ядрени реакции или радиоактивно разпадане. Всеки радионуклид се характеризира с конкретни енергии на ядрените преходи, което води до излъчване на гама лъчение с дискретни енергии, които се асоциират с разпадалия се радионуклид, но в действителност се излъчват от дъщерното ядро, което е във възбудено състояние. На практика гама-спектрите биват дискретни с енергии в диапазон от няколко keV до десетки MeV [11]. Едно от предимствата на този метод е възможността едновременно да се идентифицират отделните радионуклиди, както и да се определи тяхната активност[9].

6.2. Компоненти на гама-спектрометричната апаратура

Измервателната апаратура се състои от четири компонента:

- Детектор
- Защитна обвивка на детектора
- Електронен блок
- Компютър с подходящ софтуер

6.2.1 Детектор

Основната функция на детектора е преобразуването на енергията на γ -квантите в измерим електрически сигнал, който да бъде обработен и анализиран от електрониката на спектрометъра. Чувствителността и енергийния диапазон на измерване на системата се определят от избора на детектор. В съвременната гама-спектрометрия се използват основно два типа детектори: сцинтилационни и полупроводникови.

А) Сцинтилационен детектор

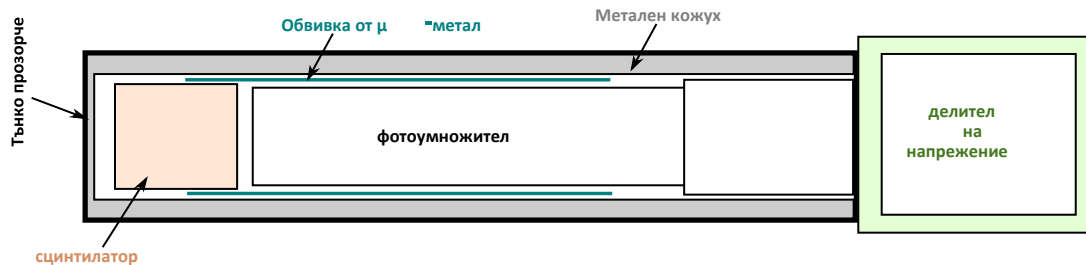
Сцинтилационните детектори са най-често използвани за регистриране на лъчения. Името им идва от способността на някои материали, да произвеждат кратко изсветляване при попадане на йонизираща частица в тях. Това изсветляване се нарича сцинтилация.

На фиг.4 е представена схемата на един типичен сцинтилационен детектор. Основният му елемент е сцинтилационен кристал или друг сцинтилиращ материал, който служи за преобразуване на енергията на падащите върху него йонизиращи лъчения в светлинни фотони. Получената светлина се насочва към фотоелектронния умножител (ФЕУ), като връзката между тях може да бъде осъществена директно или посредством световод. За осигуряване на необходимото захранване към ФЕУ се използва делител на напрежение, а непосредствено след него често се разполага предусилвател за усиление на сигнала. Всички тези компоненти обикновено са поместени в светлонепроницаем корпус, от който излизат само кабелите към високоволтовото захранване и електронните блокове за

спектрометрична обработка. За да се ограничи влиянието на външни магнитни полета върху стъклената колба на фотоумножителя се поставя цилиндричен екран от метал с висока магнитна проникваемост или т.нар. μ -метал[12].

Фиг.4. Схема на сцинтилационен детектор [12]

Вече споменахме основните три процеса, чрез които γ -лъчението взаимодейства с материята. Най-важният от тях е фотоефекта. Другите процеси затрудняват функцията на отклика, затова биват потиснати. При навлизането на γ -квант в чувствителния обем на детектора предизвиква фотоефект, в резултат на което се отделя фотоелектрон с енергия равна на разликата на енергията на γ -кванта и енергията на свързване на електрона в съответния енергиен слой. Електронът напуска атома, оставяйки ваканция, която се запълва от електрон от по-високо ниво, получената разлика в енергиите се излъчва под формата на рентгенови лъчение. Общата енергия на избитите електрони е равна на енергията на γ -кванта. След това кинетичната енергия, която са получили електроните, трябва да се



предаде на средата. Това се извършва, чрез йонизация, възбуждане и еластични удари. Възбуждането представлява прескачане на електроните от валентната зона в зоната на проводимост, образувайки двойки електрон-дупка. Последният процес е свързан с връщането на кристала в първоначално състояние, чрез изсветвяне [12].

Фотоелектронният умножител е високовакуумен уред, чиято основна функция е да умножи вече избитите от фотокатода електрони. Коефициентът му на умножение е в граници от 10^6 до 10^{12} . Умножението се постига, чрез последователно поставени електроди, които се наричат диноди. При попадане на електрон върху първия динод, се отделят средно 4 нови електрона, те продължават към следващия динод и създават още електрони. Получените импулси във ФЕУ навлизат във входа на предусилвателя, който изменя импеданса и мощността на импулса, за да не намалява сигнала по коаксиалните кабели по-нататък към линейния импулсен усилвател (ЛИУ). Изходните импулси от ЛИУ се подават към едноканален амплитуден анализатор (ЕАА), представляващ диференциален дискриминатор. Неговата задача е да реализира селекция по амплитуда, чрез формиране на стандартен импулс само тогава, когато входният сигнал попада в зададен амплитуден интервал. Разликата между горната и долната прагова стойност на този интервал дефинира т.нар. амплитуден прозорец [12].

Импулсите, преминали през дискриминатора, се регистрират посредством електронен брояч с таймер. При фиксиран амплитуден прозорец се отчита броят на сигналите,

удовлетворяващи зададените прагови условия, докато останалите се отхвърлят. При използване на многоканален амплитуден анализатор (МАО) системата може да се разглежда като едновременно съдържаща множество амплитудни прозорци, всеки свързан със собствен брояч. По този начин всеки импулс се разпределя и регистрира в канала, съответстващ на неговата амплитуда. Тази организация на обработката води до значително съкращаване на времето за измерване и до повишаване на ефективността на спектрометричния анализ. Като краен резултат се получава амплитуден спектър, представляващ статистическо разпределение на броя на регистрираните импулси като функция на тяхната амплитуда [12].

Б) Полупроводников детектор

Полупроводниковите детектори намират широко приложение в гама-спектрометрията, като се отличават с голямата си плътност и спиращата способност на материала. Второто му отличително свойство е по-високата разделителна способност по енергия в сравнение с други видове детектори.

Преминавайки йонизираща частица през активния обем на детектора, тя отдава част или цялата си енергия на един или няколко вторични електрони. Тези електрони ще наричаме δ -електрони. Придобили вече допълнителна енергия, δ -електроните предизвикват йонизация, която води до появата на свободни носители на заряд – електрони и дупки. Този процес продължава докато всички електрони не снемат енергията си до енергия, която не йонизира веществото на детектора. Броят на образovanите двойки носители зависи само от енергията, която е отдала лъчението [7].

След образуването си носителите се събират на електродите на детектора, създавайки електричен импулс. Отдадената енергия от частицата е пропорционална на количеството електричество получено от събраните заряди.

Най-често срещаните полупроводникови материали са силиций и германий. Средните енергии за образуване на една двойка носители за двата материала са: $W_{Si}=3,6 \text{ eV}$ и $W_{Ge}=2,8 \text{ eV}$. Германийт, поради по-високия си атомен номер и по-голямата си плътност, се използва за регистриране на γ -кванти. Също така вероятността за взаимодействие на γ -квантите с материала на детектора е по-голяма, като преобладава фотоефекта като възможен процес [7].

Има разлика и в ширината на техните забранени зони, на силиция е 1.1 eV , а на германия 0.67 eV . Именно от това следва, че германия притежава по-голяма плътност на собствени носители в сравнение със силиция.

При отдаване на енергия E_0 , броят на образovanите n двойки електрон-дупка може да се изрази като:

$$n = \frac{E_0}{W_i}, \quad (1)$$

където W_i е средната енергия за образуване на една двойка носители за i -тия материал [7].

Отделните електрони в един атом заемат нива с определени дискретни стойности на енергията. Електроните в по-дълбоките нива не взаимодействат с електроните от заобикалящите ги атоми. Взаимодействието между съседни атоми се осъществява посредством електроните в най-външните слоеве, при което нивата им силно се разцепват. Те се групират в зони с определени разрешени енергии, като ширината може да бъде няколко електронволта. Отделните зони биват разделени със забранени зони. Ако кристалът е идеален няма нива [7].

При температура на абсолютната нула, електроните се намират на най-ниските свободни нива. В полупроводниковия материал има или изцяло свободни, или изцяло заети нива. Валентна зона се нарича най-високата запълнена зона, а най-ниско незапълнената – зона на проводимост, като те биват разделени от забранена зона. При тези условия, полупроводника е на практика изолатор [7]. Тъй като валентната зона и нейните нива са запълнени, дори приложеното електрично поле не изменя скоростите на електроните и следователно те не могат да пренасят заряд, спомагайки електропроводимостта на кристала. След повишаване на температурата, електроните придобиват кинетична енергия на топлинни колебания, като част от тях имат възможността да преминат от валентната зона в зоната за проводимост. Преминавайки вече тези електрони, създават условия вече да протича ток през полупроводника, това се дължи на движението на електроните в зоната на проводимост, поради наличността на свободни места, както и поради наличието на дупки във валентната зона. Теоретично, за да се опише движението на дупките поради електричното поле, се приписва положителен заряд на дупките, който е равен по абсолютна стойност на заряда на електрона и ефективна маса, която е близка до масата на свободния електрон [7].

Вероятността за преход на електроните от валентната зона в зоната на проводимост намалява експоненциално с нарастване на ширината на забранената зона и с понижаване на температурата.

Полупроводници със собствена проводимост се наричат такива полупроводници, в които дупките във валентната зона и електроните в зоната на проводимост са породени от топлинни преходи през забранената зона и техният брой е равен. Такъв тип проводимост имат кристалите без примеси и без дефекти или т.нар. идеални кристали. Реалните кристали не могат да бъдат идеални, винаги има дефекти и примеси. Поради наличието на примеси и дефекти, се появяват допълнителни нива в забранената зона [7].

Най-често използваните материали полупроводници Si и Ge са от четвърта група в периодичната система. В техните най-външни електронни обвивки имат по 4 електрона. При примесен атом от пета валентност, той отдава един електрон във валентната зона, като остава с 4 електрона в най-външният си слой. За разлика от атомите на силиция и германия, той е йонизиран, тъй като около него има една некомпенсирана дупка. Този тип примеси се наричат донорни центрове, а нивата свързани към тях донорни. В този случай полупроводника е n-тип. В обратния случай, когато примеса е от трета валентност, той ще

захване един електрон от валентната зона. Именно заради това такъв тип примеси се наричат акцепторни и съответно техните енергийни нива акцепторни, а полупроводникът е от р-тип. По-близо до зоната на проводимост се намират донорните нива и обратно по-близо до валентната зона се намират акцепторните нива [7].

При поставянето в електричен контакт на материал от n-тип и р-тип, свободните електрони рекомбинират през контактния слой с дупките, като образуват т.нар. обеднен слой (слой без носители на заряд). За увеличаване на ширината на обеднената зона, с цел по-бързото действие на детектора се прилага обратно външно електрично поле (плюс към n-контакта), като така се увеличава вътрешното поле и всички характеристики на детектора. При преминаване на йонизиращо лъчение през обеднения слой се създава двойка носители на заряда, които под действието на електричното поле се насочват към електродите [7].

Детектори за фотони

Поради голямата проникваща способност на фотоните се налага използването на детектори с по-голям чувствителен обем, изработен от материал с по-голям пореден номер Z . Затова най-широко разпространение намират полупроводникови детектори изработени като коаксиални германиеви детектори. От своя страна те осигуряват по-добра ефективност. За ниски енергии на рентгеново и гама-лъчение се използват планарни свръхчисти германиеви и Si(Li) детектори. Полупроводниковите детектори използващи свръхчист германий използват за охлаждане на германиевия кристал течен азот, с цел намаляване на шумовете, които се получават при термичното движение на електроните в кристала при стайна температура [7].

Параметри на полупроводниковите детектори на фотони

- Относителна ефективност. Тя се представя като отношение между площта на фотопика с енергия 1332 keV на ^{60}Co , към същата площ, но измерена със сцинтилационен детектор с кристал NaI(Tl) с определени размери, като източника се поставя на едно и също разстояние.
- Разделителна способност по енергии – това е пълната ширина на половината височина на пика на пълно поглъщане от монохроматични гама-кванти [7].

6.2.2 Защитна обвивка на детектора

Основната функция на защитната обвивка е да намали влиянието на естествения гама фон, породен от космически лъчи, както и от материали, в които има елементи от естествените радиоактивни семейства. Под фон на детектора се подразбират всички регистрирани импулси, които не са в следствие на гама-преходите, от които се интересуваме. Такива импулси може да се породят от взаимодействието на гама-квантите с материалите около

детектора, например чрез Комптънов ефект или фотоефект. Дори при липсата на поставен източник за измерване се наблюдават регистрирани импулси, които се получават от фона .

За да се намали до минимум влиянието на фоновата радиация върху резултатите, е необходимо детекторът да бъде добре защитен. За тази цел могат да се използват различни материали като олово, стомана, кадмий, мед или смесица между тях. Важно е самият материал за екраниране да съдържа възможно най-малко свободни радиоактивни примеси – например ^{210}Pb в оловото, естествени радионуклиди или ^{60}Co в стоманените части. Най-често за защита се използва оловото [7].

6.2.3 Електронен блок

Полученият електричен импулс дава много информация, както за самото лъчение, така и за взаимодействието му с активния обем на детектора. Това се случва благодарение на допълнителната апаратура, която обработва този импулс и го представя под формата на спектър.

Електронния блок е конструкция от отделни устройства като усилвател, преброител, дискриминатор и др. Сега ще се спрем на основните, които се използват в често срещаната апаратура [7]:

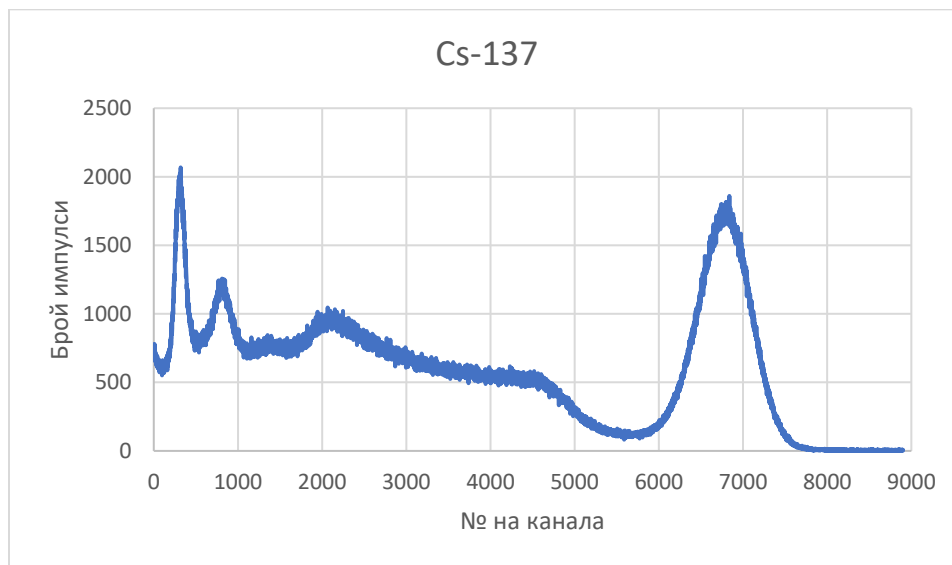
- Детектор – Най-основната част от апаратурата, осигуряваща електричен импулс, получен вследствие на взаимодействието на частицата в активния обем на детектора.
- Източник на високо напрежение – подsigурява нужното напрежение за работа на детектора.
- Предусилвател – тъй като е свързан точно след детектора, основно служи за усилване на сигнала. Нуждата от усилване се дължи на факта, че импулсите получени от детектора са много слаби.
- Усилвател-формировател – предназначен за усилване и формиране на сигналите от предусилвателя за по-добра обработка
- Дискриминатор – служи за пропускане на сигнали над определен праг на дискриминация, за да може да отдели шумовете от сигнала.
- Едноканален анализатор – обработва сигнала като го представя в стандартна форма спрямо амплитудата и продължителността, ако амплитудата на входния сигнал е над дадено ниво и е под друго по-високо ниво. Разликата между тези две нива се нарича прозорец.
- Многоканален анализатор – при настъпване на импулс, определя номера на канала спрямо амплитудата на импулса, като в преброителя се записва единица на съответния канал.
- Аналогов-цифров преобразувател – ролята му е да превръща аналоговите сигнали в цифрови подходящи за обработка .

6.2.4 Визуализация и обработка

В състава на спектрометрична апаратура участва и компютър със специализиран софтуер. Основните му функции са управление на измерването и настройване на параметрите, също така визуализиране и обработка на спектрите.

По-конкретно този софтуер трябва да намира и анализира пиковите, да определя позицията им в канали и спрямо базата си данни да идентифицира радионуклидите.

Първоначално полученият спектър представлява хистограма, на която по хоризонталната ос са обозначените номерата на каналите, а по вертикалата броя регистрирани импулси. Този спектър подлежи на калибровка по енергии. На фиг.5 е представен примерен спектър. Този спектър е получен от източник ^{137}Cs . Първият пик, който виждаме вляво е получен при регистрирането на характеристично рентгеново лъчение от бария (Ba), получен от разпадането на цезия. Следващия пик в дясно се дължи на обратно разсеяните на 180° гама-кванти претърпели комптъново разсейване, като те се отдали част от енергията си преди да се регистрират. Вдясно от тези два пика започва комптъновото плато, дължащо се на останалите комптъново разсеяни гама-кванти на по-малко от 180° . Комптъновото плато продължава чак до комптъновия ръб, който представлява рязък спад. Най-вдясно се намира фотопика, получен вследствие на фотоефект. След разпада на цезий, като дъщерен продукт се получава метастабилен барий ($^{137\text{m}}\text{Ba}$), който от своя страна, за да достигне до основно състояние, излъчва гама-кванти с енергия 662 keV. Именно тези гама-кванти претърпяват фотоефект, отдавайки цялата си енергия.



Фиг.5. Спектър получен от Cs-137

Калибровката се прави като се използват най-малко две точки, на които знаем енергията и сме определили номера на канала на пика. Построяваме права минаваща през тях и използвайки уравнението на правата можем да определим каква енергия съответства на

даден канал. След като знаем енергията на съответния фотопик, можем да идентифицираме неизвестния радионуклид.

Също така благодарение на софтуера може да намираме площите под всеки пик, да разделяме и идентифицираме застъпващи пикове и прочие.

7. Описание на горивото използвано в „АЕЦ Козлодуй“ ЕАД

За прилагане на гама спектрометрия с цел изследване на изотопния състав на СЯГ и ОЯГ, както и други величини, пропорционални на изотопния състав и активността на конкретни радионуклиди е нужно познаване на геометрията и изотопния състав на ЯГ.

На базата на конструкцията на горивото се избира подходяща геометрия и апаратура на измерване, която ефективно отчита и вида и енергията на регистрираното лъчение.

Материалния състав и геометрията на ТОК е важна и може да се използва и за Монте-Карло симулации с цел отчитане на трудно оценими ефекти при измерване, както и за софтуери като ISOCS на Mirion Technologies, който моделира състава и геометрията на измеряеми обекти и оценява ефективността на регистриране.

При експлоатацията на 5-ти и 6-ти блок на територията на АЕЦ Козлодуй се използва ядрено гориво със синтеровани таблетки от UO_2 , които се разполагат в топлоотделящи елементи (ТОЕ). ТОЕ, заедно с главата и опашката, дистанциониращите решетки, централната тръба и направляващите канали образуват топлоотделяща касета. Касетите имат шестоъгълно напречно сечение, в състава им се включват 312 ТОЕ и ТОЕГ, 18 направляващи канала и една централна тръба.

В таблица 1 са представени основни характеристики на два от най-използваните типа ядрено гориво в АЕЦ Козлодуй - ТВСА и ТВСА-12, които се използват и към момента.

	Характеристика	ТВСА	ТВСА-12
1.	Височина на ТВСА, мм	4570±1.1	4570±1.1
2.	Маса на ТВСА, кг	~710	~750
3.	Размер «под ключ» на ТВСА максимален по ъглите, мм	234,8	234,8
4.	Количество ТВЕЛ и ТВЕГ в ТВСА, бр.	312	312
5.	Стъпка на разполагане на ТВЕЛ и ТВЕГ	триъгълна	триъгълна
6.	Маса UO_2 или ($UO_2+Gd_2O_3$) в касета, кг)	494,5±5,0	546,5±5,0
7.	Направляващи канали, бр.	18	18
8.	Дистанциониращи решетки в ТВСА, бр.	15	12
9.	Външен диаметър на ЦТ, мм	13,0	13,0
10.	Вътрешен диаметър на ЦТ, мм	11,0	11,0
11.	Външен диаметър на горивната таблетка, мм	7,57	7,8

	Характеристика	ТВСА	ТВСА-12
12.	Височина на горивният стълб в студено състояние ТВЕЛ ТВЕГ, мм	3530	3530
13.	Вътрешен диаметър на ТВЕЛ и ТВЕГ, мм	7,73	7,93
14.	Външен диаметър на ТВЕЛ и ТВЕГ, мм	9,1	9,1

Таблица 1. Основни характеристики на горивни касети ТВСА и ТВСА-12

Източник: В. Будинова, „Дипломна работа на тема: “Контрол на обогатяването на свежо ядрено гориво за ВВЕР-1000“,“ София, 2023.

8. Приложение на гама-спектрометрията в ядрената енергетика (ядрени горива)

8.1 Гама спектрометричен контрол на обогатяването на СЯГ

При производство на свежо ядрено гориво се използват редица методи за оценка на обогатяването по U-235, както разрушителни така и безразрушителни, например мас-спектрометрия, гама-спектрометрия, принудително делене на урана и отчитане на неутронната и/или гама радиация чрез принудително делене с неутронен източник (Cf-252) и детектор. Към днешна дата горивата използвани за реактори тип PWR са с обогатяване по U-235 до 5% [15], като типичната неопределеност на обогатяването при производствения процес достига до $\pm 0,05\%$.

Въпреки високото ниво на контрол на качеството и многократните проверки по време на производството, грешки при производството не са изключени, както по отношение на конструкцията на ТОК, така и по отношение на правилното подреждане на ТОЕ в касетата. Грешно обогатяване на горивото може да доведе до неравномерности на енергоотделянето в активната зона и до повреждане на ТОЕ.

Освен по време на производство, гама-спектрометричен контрол на СЯГ се прави и при приемането им в ЯЕЦ (например в АЕЦ Пакш) [16], което е обявено за добра практика от страна на МААЕ. Проверки на изотопния състав/обогатяването на СЯГ се извършва и от страна на инспектори на МААЕ и Евратом по време на съхранението на касетите.

8.1.1 Гама спектрометричен контрол на обогатяването на СЯГ за ВВЕР-1000 в АЕЦ Козлодуй

Изборът на метод за гама спектрометричен контрол трябва да е безразрушителен, относително бърз, приложим в индустриални условия, неизискващ еталонни стандарти, както и приложим ТОК с различни обогатявания [17].

Внедряването на относителен гама-спектрометричен контрол на обогатяването по U-235 на получаваното свежо ядрено гориво в АЕЦ Козлодуй започва през 2008 г. От 2009 година се извършва спектрометричен контрол на всяка ТОК, която постъпва в АЕЦ с цел доказване на съответствието на обогатяването с декларираното от производителя.

Методът е съобразен с работната среда във възел свежо гориво (ВСГ), където касетите се съхраняват в чохли, както и с производствените графици (извършва се по време на входен контрол на СЯГ). Не изисква транспортно-технологични операции с гориво, като касетите се измерват вътре в чохлите с или без ОР СУЗ. Използваният детектор позволява поставяне в централната тръба (ЦТ) на касетата и не изисква охлаждане, което позволява измерване на ТОЕ с еднакво и преобладаващо обогатяване, водещо до по-добра оценка за цялостното обогатяване на ТОК. Използване на подобен детектор с електрическо охлаждане би подобрило разделителната способност на спектрометричната система [18].

8.1.2 Гама-спектрометрична апаратура за контрол на обогатяването на СЯГ за ВВЕР-1000 в АЕЦ Козлодуй

Апаратурата за спектрометричен контрол на СЯГ е портативна и се побира в ръчно преносим куфар, като включва:

- Един от наличните многоканални анализатори МСА-166/МСА-527, произведени от GBS Elektronik GmbH (виж Прил. 2, фиг. 6)
- Полупроводников детектор CdZnTe, произведен от Ritec
- Персонален преносим компютър със специализиран софтуер (WinSpec) (виж Прил. 3, фиг. 7)
- Кабели за захранване на компютъра, МСА, предусилвателя и детектора
- Кабел за връзка между детектора и МСА, кабел за комуникация между МСА и РС

8.1.3 Процедура за гама-спектрометричен контрол

Гамаспектрометричният контрол на СЯГ с цел верификация на обогатяването се извършва съгласно „Процедура за гама-спектрометричен контрол на обогатяването на свежо ядрено гориво за ВВЕР-1000“, ид. номер 30.ОБ.ГО.ПЦ.18/4 [19] .

Измерванията се извършват по време на входен контрол на СЯГ в чохлите за съхранение, без транспортиране на гориво. След подвързване и хранване на спектрометричната система и стартиране на обработващият софтуер се зарежда калибрационен файл, който носи информация не само за енергетичната калибровка на системата, но и за времето на измерване, стойността на високото напрежение на детектора, усилването и регионът на интерес (ROI) [19]. Използването на еднакви настройки за измерване е задължително, за да се осигури повтаряемост на метода.

След подготовка на апаратурата следва спускане на детектора в ЦТ на ТОК. Върху кабелът на детектора са поставени маркери, оказващи дължината на кабела, която трябва да се спусне в ЦТ, което осигурява както повтаряемост на условията за измерване, така и позициониране на детектора на средата между две дистанциониращи решетки (ДР). Както е демонстрирано в [13], ДР на ТОК се явяват силни поглътители на нискоенергетично гама-лъчение, което води до намаляване или нулиране на скоростта на броене. Отчитайки симетричността на конструкцията на ТОК, измерването между почти всеки две ДР на ТОК би трябвало да осигури еднакви условия на измерване, но измерването винаги се извършва между две конкретни решетки, съгласно установената процедура.

Времето на измерване е избрано да бъде 20 минути, което осигурява достатъчно ниска неопределеност на площта на пика на 185,7 keV на U-235, което се транслира и като по-малка неопределеност на скоростта на броене. По-дълги измервания практически не са смислени, отчитайки производствения характер на дейността и пренебрежимото намаляване на неопределеността при по-дълги измервания от 20 минути, което е демонстрирано графично в [13].

8.1.4 Оценка на обогатяването и резултати от измервания

Оценката на обогатяването се състои в снемане на гама спектър на всяка касета и оценяване на скоростта на броене в пика на U-235 с енергия 185,7 keV, която има най-висок квантов добив при алфа-разпад на U-235 (57,20%) [19]. Измерената стойност се сравнява с калибровъчна стойност за конкретното обогатяване, като отделните измервания трябва да попадат в дефинирания статистически критерий, съгласно процедурата. Неопределеността в оценката на скоростта на броене в пика е под 2% [13], като в зависимост от използвания МСА достига и под 1%.

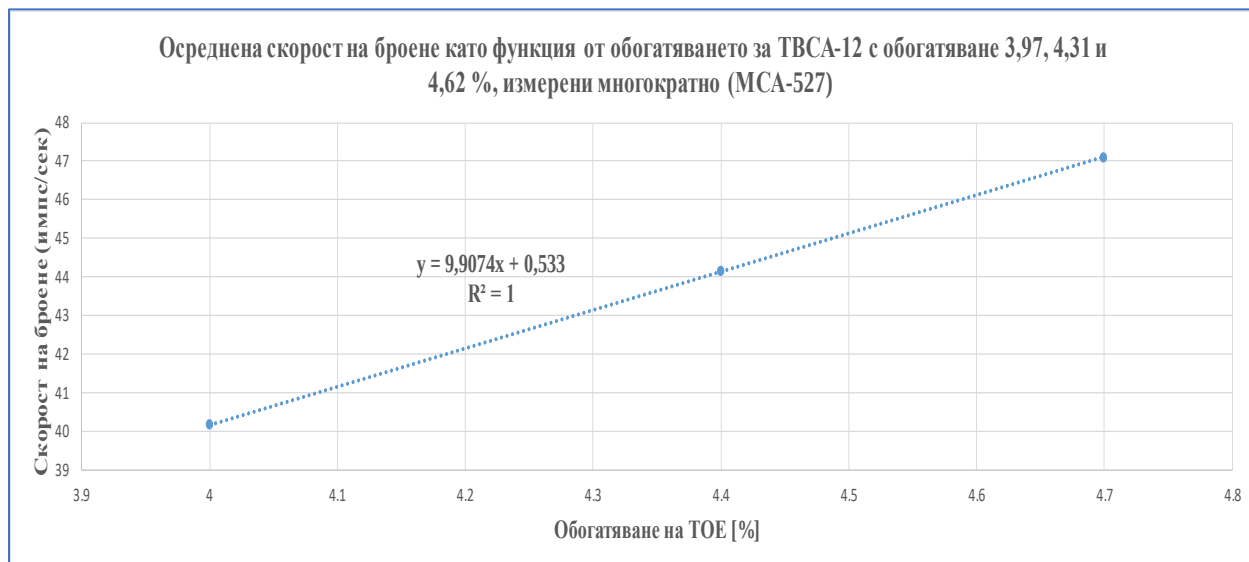
Поради липсата на калибровъчни еталони, за калибровъчни стойности за конкретно обогатяване са приети скоростите на броене във фотопика с енергия 185,7 keV на U-235, осреднени по голям брой измервания на еднотипни касети за конкретното обогатяване. Важно е да се отбележи, че калибровъчните стойности за конкретно обогатяване е нужно да се осреднят по касети от различни доставки. На теория, две касети с еднакво средно обогатяване са идентични, но всяка касета има производствени допуски в размерите и

състава на конструктивните елементи, което влияе на количеството гама-кванти достигащи до детектора. Експериментално е установено, че многократното измерване на една касета и осредняване на резултата дава много добра калибрационна стойност за конкретното обогатяване, но не отчита разликите в отделните доставки, което би довело до грешно интерпретиране на резултатите и неизпълнение на заложените критерии в процедурата.

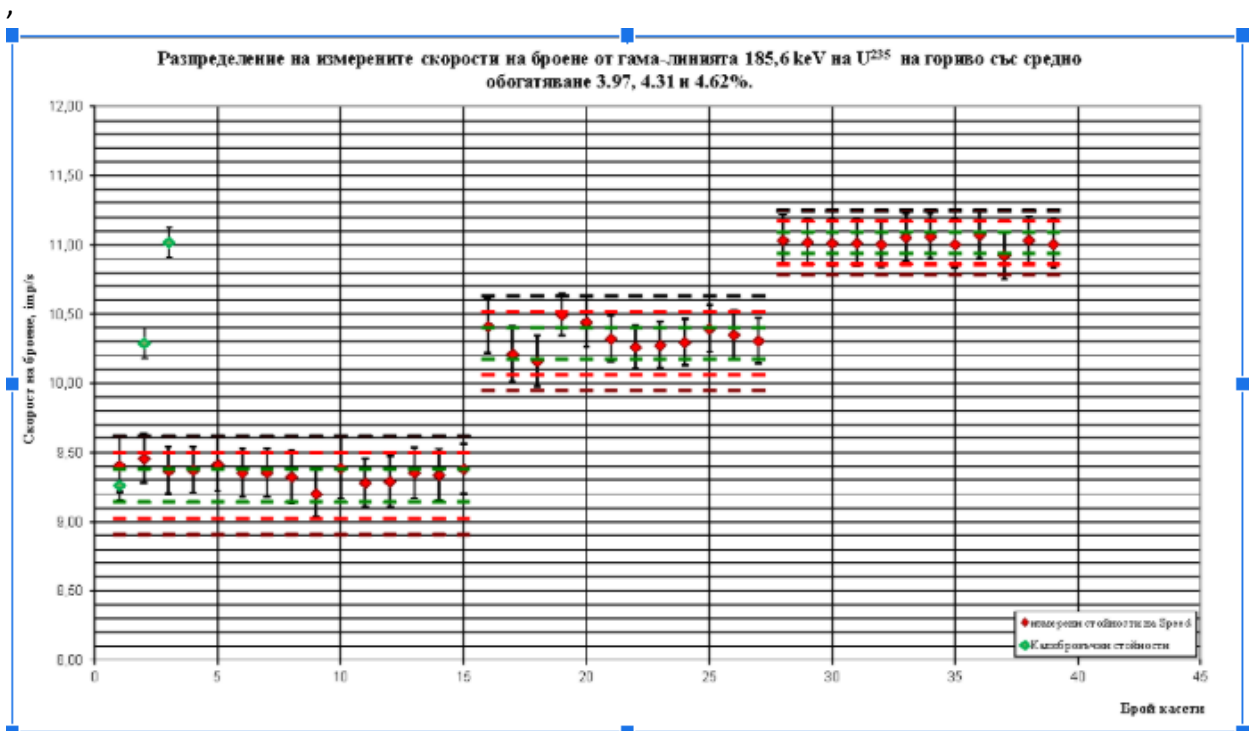
Както е демонстрирано графично в [13], скоростта на броене във фотопика е линейна функция на обогатяването, което важи за касети с еднаква конструкция и геометрия. При разлики в дебелините на ЦТ и стените на ТОЕ, трябва да се изведат поправъчни коефициенти за разликата в поглъщането на гама-лъчите. Скоростта на броене при еднаква геометрия и състав на ТОК е линейна функция на обогатяването (зависи най-вече от него), както е демонстрирано на фигура 8, където е показана линейната зависимост на скоростта на броене от обогатяването. Изобразените стойности са средни стойности от многократно измерване на една и съща касета за 3 вида обогатяване. Индивидуалните скорости на броене от измерванията на касетите са приложени под формата на хистограми в Прил. 4, фиг. 9. Илюстрирани са и три гама-спектъра на ТОК ТВСА 12 с различни обогатявания в Прил.5, фигура 11.

Скоростта на броене в 185,7 keV фотопик не би трябвало да зависи от масата на горивото в ТОК или конкретен ТОЕ и от диаметъра на таблетката, поради силното самопоглъщане на ниско енергетични гама-кванти в таблетката. При такова предположение може да се демонстрира разликата между две касети тип ТВСА и ТВСА-12, които са с еднакво обогатяване на ТОЕ в близост до детектора, но с различни дебелина на стените на ТОЕ. Резултатите от сравнение на осреднената скорост на броене от многократно измерване на двете касети показват, че при измерване на ТВСА-12, до детектора достига около 3,5 % повече гама кванти с енергия 185,7 keV. Това е лесно обяснимо с факта, че ТВСА имат по-дебела стена на ТОЕ, която поглъща повече радиация преди достигането и до детектора.

Критерият за потвърждаване на обогатяването е измерените стойности да попаднат в интервал $\pm 3\sigma$ около средната калибрационна стойност. За пример на фигура 10 са показани резултатите от измерена доставка ТВСА-12 с 3 различни обогатявания, която удовлетворява статистическия критерий. Стойностите от измерванията на касетите са изобразени с неопределеността от оценката на скоростта на броене, както и калибровъчните стойности. Касетите са измерени с МСА-166.



Фигура 8. Осреднена скорост на броене като функция от обогатяването на касети ТВСА-12 с три различни обогатявания, многократно измерени касети.



Фиг.10 Разпределение на измерени скорости на броене на касети с различни обогатявания от една партия, изобразени с неопределеността от измерването и сравнение с установените критерии;
Източник : Дипломна работа на В. Будинова [13.]

Важно е да се отбележи, че методът позволява оценка на потвеляното обогатяване на близките ТОЕ около детектора, поради екранирането на детектора от голямото количество уран. Теоретично е възможно и измерването на по-външни ТОЕ, чрез поставяне на детектора в НК на ТОК, но това не се практикува поради възможност от компрометиране

на каналите. Възможен е и комбиниран подход за оценка на обогатяване, като измерванията с CdZnTe детектор се комбинират с измервания от H_rGe ППД, както е демонстрирано в [16].

Методът не може да се използва за ТОЕ с много близки обогатявания, защото няма да са статистически различни. В практиката типичните стойности на потвелоно обогатяване са с разлика около 0,3%, което е напълно различимо при измерване, както се вижда на фигура 10. Съществуват и други методи за оценка на обогатяването в условията на съхранение на СЯГ, както е демонстрирано в [16] [17].

Към днешна дата е натрупан значителен опит, по описаната методика в АЕЦ Козлодуй е извършен гама спектрометричен контрол на над 1600 ТОК с различно обогатяване от тип ТВС-М, ТВСА, ТВСА-12, RWFA, както и гориво за ВВЕР- 440. Инспекторите на МААЕ използват същата спектрометрична апаратура, което дава възможност за сравнителен анализ и предоставяне на данни от страна на АЕЦ при нужда. Методът е оптимизиран и приложим за условията и нуждите в АЕЦ.

8.2 Оценка на дълбочината на изгаряне на отработено ядрено гориво, чрез гама-спектрометрия

Гама-спектрометрията на отработено ядрено гориво може да бъде използвана за цели като: научни изследвания, определяне на изотопния състав на горивото, определяне на количество на конкретни изотопи за оценка на остатъчно енергоотделяне и дълбочина на изгаряне (ДИ), съхранение и верификация на ядрения материал, осигуряване на неразпространение на ЯМ.

Самото отработеното ядрено гориво е високо радиоактивно и е потенциален риск за радиационна или ядрена авария. ОЯГ изисква специална технология за съхранение, поради високата си радиоактивност (около 1 Ci/g, както и около 100 000 неутрона/сек.кг) [20]. Основните широко-реализирани технологии за междинно съхранение (десетки години) на ОЯГ на площадката на ЯЕЦ са съхранение под вода (ХОВ), както и сухо съхранение в специализирани контейнери.

8.2.1 Съхранение на ОЯГ в АЕЦ Козлодуй

Безопасното управление на ОЯГ в АЕЦ Козлодуй се извършва съгласно ЗБИЯЕ [5], Наредбата за безопасно управление на ОЯГ [6], Наредбата за осигуряване безопасността на ядрените централи [21], Актуализирана стратегия за управление на ОЯГ и РАО до 2030 г. [22], както и всички други приложими нормативни и проектни документи.

Отработеното ядрено гориво в АЕЦ Козлодуй от 5 и 6 ЕБ се съхранява първоначално в приреакторния басейн за отлежаване на касети (БОК). Горивото се съхранява в уплътнени стелажи от борирана стомана в БОК минимум 3 години, докато остатъчното енергоотделяне и активността не намалее до нива, пригодни за извозване. Горивото може да бъде извозено към хранилището за отработено гориво (ХОГ) или директно към завод за преработка на ОЯГ.

ОЯГ от ВВЕР-440 е транспортирано изцяло от БОК на 1,2,3,4 ЕБ и се съхранява в ХОГ. Част от него е заредено в специализирани контейнери и се съхранява в друго ядрено съоръжение - хранилището за сухо съхранение на отработено ядрено гориво (ХССОЯГ).

8.2.2 Съхранение на ОЯГ в ХОГ

Хранилището за отработено гориво е отделна сграда на площадката на АЕЦ Козлодуй, предназначена за съхранение на ОЯГ от ВВЕР-440 и ВВЕР-1000, след минимално отлежаване в приреакторния басейн за отлежаване (БОК) минимум 3 години. Технологиите на хранилището е от мокър тип, горивото се съхранява в чохли. Чохлите с вместимост 30 бр. за ВВЕР-440 и 12 бр. за ВВЕР-1000 се съхраняват в басейн за съхранение на горивото (БСГ) разделен на четири отсека (ОСГ), с позволена вместимост от 156 чохъла. Освен системите за съхранение на ОЯГ, хранилището е снабдено с презарядна машина и полярен кран, както и системи за почистване, подхранване и събиране на протечки от ОСГ. Хранилището е лицензирано за манипулиране и съхраняване на ОЯГ, манипулиране на транспортни контейнери, превоз на ОЯГ, както и други спомагателни дейности.

8.2.3 Съхранение на ОЯГ в ХССОЯГ

Съхранението на ОЯГ от ВВЕР-440 в ХССОЯГ се извършва в контейнери Constor 440/84. Контейнер Constor 440/84 е специализиран контейнер за съхранение на ОЯГ от ВВЕР-440, който осигурява изпълнение на основните функции на безопасност изцяло чрез своят състав и конструкция при нормална експлоатация и аварийни условия. Проектиран е за съхранение на 84 бр. ОЯГ с начално обогатяване до 3,60 (+0,05) %, BU до 42 MWd/kgU, включително и нехерметично такова за период до 50 години.

Контейнерът се състои от корпус, кошница за разполагане на ОЯГ, система от капаци и цапфи за транспортиране. Корпусът е трислоен, стомана-тежък бетон-стомана, служи за екраниране на йонизиращите лъчения и задържане на радиоактивността, механична устойчивост и топлоотнемане. Касетите се поставят в кошницата в алуминиеви гнезда с вградени поглъщащи листове от борирана стомана, гнездата осигуряват дистанциране на касетите и нужната подкритичност.

8.2.4 Нормативни изисквания за съхранение на ОЯГ и нужда от оценка на дълбочина на изгаряне

Съгласно НБУОЯГ [6], ядрената безопасност при управлението на ОЯГ се гарантира чрез изпълнение на основните функции на безопасност: осигуряване на подкритичност, отвеждане на остатъчното топлоотделяне и задържане на радиоактивните продукти в границите на физическите бариери. За количествена оценка за подкритичност се използва ефективният коефициент на размножение на неутроните K_{eff} . Съгласно българското законодателство, при управление на ОЯГ в условията на нормална експлоатация и при проектни аварии, коефициентът не трябва да надвишава 0,95, гарантирайки 5% подкритичност [6].

Подкритичността може реалистично да се осигури, чрез нормиране на стъпката на гнездата за разполагане на ОЯГ, добавяне на интегрирани поглътители в съоръженията за съхранение и транспорт на ОЯГ, ограничаване на вместимостта на съоръженията и минимизиране на транспортно-технологичните операции, контрол върху параметрите, които влияят върху ЯБ.

Съгласно наредбата [6], ХССОЯГ трябва да е проектирано така, че да осигури поне 5% подкритичност, при запълване на съоръжението с вода, отчитайки такова разпределение, количество и плътност на водата в изходното събитие, което води до максимален K_{eff} .

Член 113 на наредбата дефинира редица силно консервативни изисквания, които трябва да се спазят, при извършване на анализи за критичност с цел обосновката на ядрената безопасност. Ядреното гориво в съоръженията за управление на ОЯГ следва да се разглежда като свежо гориво, освен ако ДИ не се използва за обосновка на безопасността и контролът на ДИ се извършва чрез специализирани технически средства. При тези условия, ДИ може да се отчита и при определяне на стъпката на разполагане на касетите. Отчита се и изменението на геометрията на касетите, и местоположението им при изходни събития, както и такова количество, разпределение и плътност на забавител, които водят до максимален K_{eff} [6].

Отчитайки ниско вероятни проектни аварии, които могат да доведат до $K_{eff} > 0,95$, консервативно е взето решение за използване на така наречения *burn up credit*, или обосновка на ядрената безопасност чрез отчитане на изгаряне на ядреното гориво, което води до по-ниски размножаващи свойства. Теоретично е оценено, че минималната нужна дълбочина на изгаряне е 3 MWd/kgU, което гарантира 5% подкритичност и при нисковероятни проектни аварии. С цел оценка на дълбочината на изгаряне и отчитане на нормативните изисквания това да се извършва чрез технически средства (измервания), в АЕЦ Козлодуй е разработена методика за оценката на ДИ в ХОГ, чрез гама-спектрометрична система [23][24].

8.2.5 Оценка на дълбочината на изгаряне на ОЯГ от ВВЕР-440 преди зареждане в Констор

Определянето на дълбочината на изгаряне на гориво от ВВЕР-440 в АЕЦ Козлодуй се извършва съгласно “Методика за измерване на дълбочина на изгаряне на ОЯГ”, ид. номер 50.ЯГЦ.00.МТ.04/1 [23] и “Инструкция за техническа експлоатация на АКДИ”, ид. номер 50.ЯГЦ.00.ИЕ.16/01 [24].

Измерванията се извършват в Централна зала на ХОГ, в помещение 115/1 под вода и са част от дейностите по зареждане на контейнер Констор. Помещение 115/1 е воден коридор, свързващ Отсеците за съхранение на гориво с универсалното гнездо и помещението за поставяне на чохли с цел презареждане.

Използваната апаратура включва ППД (CdZnTe), многоканален анализатор (МСА-527), работна станция с управляващ софтуер (WinSpec), комплект кабели за захранване и комуникация и куфар за пренос на апаратурата. Апаратурата на практика е същата, като използваната за контрол на обогатяването на СЯГ.

ППД е монтиран в стоманена суха тръба, монтирана на стената в помещението. Касетата се поставя в позиция за измерване чрез Презарядната машина на ХОГ, като детекторът е позициониран на височина 1,5 метра от долния край на горивния стълб.

Оптималното разстояние на между касетата и детектора е определено, чрез използване на така наречената еталонна касета, която се използва и за функционално изпитание на спектрометричната система. Поставените критерии за определяне на разстоянието са [23]:

- Скорост на броене в пика на Cs-137 около 200 импулса/сек, което във време на измерване се транслира на около 1 минута.
- Мъртво време на детектора по-малко от 3%. Ако е по-голямо разстоянието се увеличава независимо от скоростта на броене в пика на Цезий-137.

Съставена е експериментална калибровъчна права, скоростта на натрупване на импулси в пика на Cs-137, като функция от дълбочината на изгаряне. За целта са използвани отработени касети с начално обогатяване 3,6% с ДИ в диапазона от 10 до 40 MWd/kgU.

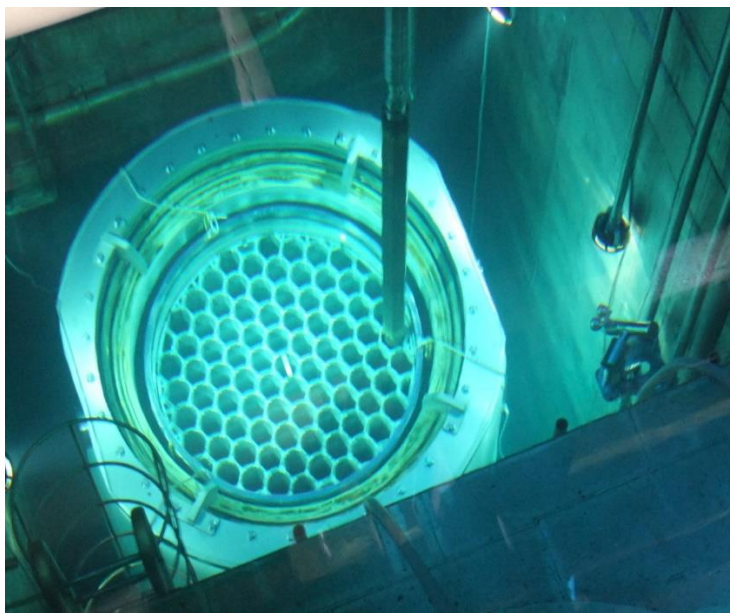
Оценката на ДИ на зарежданите в Констор касети се извършва по следната последователност:

- 1) Извършва се фонов измерване за 10000 секунди.
- 2) Избраната касета се позиционира на координатите за измерване и се снима спектър на касетата до достигане на 10000 импулса в площта на пика на Cs-137, определяйки средната скорост на броене в пика.
- 3) Извършва се корекция за фон и се отчита разпада на Cs-137 от края на последната горивна кампания до момента.
- 4) Общата неопределеност е оценена на 7%. От коригираната скорост на броене се изважда консервативно 3 пъти неопределеността и резултатът се сравнява с 3

MWd/kgU. Това гарантира недопускане на ОЯГ с по-ниска от допустимата ДИ с вероятност над 99%. При положителна оценка, касетата се зарежда в Constor.

Времето на измерване варира според дълбочината на изгаряне, около 8 минути за касети с ДИ около 8 MW.d/kgU до минута и половина при ДИ достигащи 40 MW.d/kgU [24].

За проверка на енергийната калибровка на спектрометричната система преди работа може да се използва източник Cs-137 в лабораторни условия. За проверка на повтаряемостта на условията на измерване се използва т.нар. еталонна касета. Това е ТОК с известна ДИ около 20 MW.d/kgU, която е участвата по време на измерванията за извеждане на зависимостта между скоростта на броене и дълбочината на изгаряне. Оценява се скоростта на броене на еталонната касета в пика на Cs-137, след което се сравнява със стойността, която се е реализирана по време на калибрирането на системата, отчитайки разпада на Cs-137. При съвпадение на скоростите до 20%, спектрометричната система се води за готова за работа и започва измерването на отделните касети, които ще бъдат заредени в Constor. На фиг.12 е показана снимка от реално зареждане на контейнер Constor. На фигури 13 и 14 са представени резултати от реални измервания на фон и на ТОК от ВВЕР-440, съгл. [23][24].



Фигура 12. Снимка от реално зареждане на контейнер Constor 440/84

Източник: Измерване на дълбочината на изгаряне на касети ОЯГ при зареждането им за сухо съхранение в контейнери тип CONSTOR 440/84. Петков, И. В. , Цибранска, К. Г. Матеев, А. М.



Фиг 13. Фоново измерване в ХОГ чрез гама-спектрометрична апаратура (МСА-527)



Фиг 14. Гама спектър на ОТОК от ВВЕР-440 измерена в ХОГ с наличната спектрометрична апаратура

На фигура 15 е представена оценка от реално измерен спектър за ДИ на ОТОК от фиг.14. Измерената скорост на броене в пика на Cs-137 е 70,123 imp/sec. След като се извърши корекция за разпада на цезия към датата на последната кампания, оценената стойност за скоростта на броене е 122,15 имп/сек. Изчисленито на ДИ съгласно калибровъчната права

е $BU = I_{cs} / 3,245$. След пресмятане и отчитане на неопределеността в консервативна посока, за ДИ на ОТОК се получава 37,64 MWd/kgU, което в пъти надвишава 3 MWd/kgU. По този начин се измерват и оценяват ДИ на всички 84 бр. ОТОК, които ще бъдат заредени в Constor.

Исходни данни							Измерване			Резултат	Резултат	Критерий	
Ред №	Касета №	Дата псл. камп.	Дата измерване	Разлика год	T1/2 Cs-137	K,t1/2	Изгаряне MW,d/kg U	Измерено CPS	CPS корекция	BU изчисление	BU изч. - 21%	%, ≥ 3	%
Contr.	XXXXXX	31.12.2006	15.1.2021	14.04	30.18	1.38	19.94		-0.03	-0.01	-0.01	НЕ	-100
1	XXXXXX	15.4.1989	15.1.2021	31.75	30.18	2.07	33.64	70.123	122.15	37.64	29.74	ДА	12

Фиг 15. Оценка на ДИ на ОТОК от ВВЕР-440 от реален спектър

В ХОГ се извършват и друг вид измервания за оценка на дълбочина на изгаряне, но те не се извършват по гама-спектрометричен метод [26].

8.3 Оценка на концентрацията на уранови изотопи (U-232) в свежо ядрено гориво

В АЕЦ Козлодуй е разработена и се използва методика за определяне на Уран – 232, чрез директна гама-спектрометрия (in situ), с цел доказване на съответствието на изотопния състав на горивото със спецификацията на производителя [27]. Методиката е подходяща поради безразрушителния си характер, както и бързодействие и възможност за измерване във ВСГ [28][29]. Методиката е неподходяща за оценка на Уран-234 и Уран-236, поради недостатъчно количество дъщерни изотопи и липса на подходящо лъчение. Чрез описаният метод може теоретично да се оценява концентрацията на уран-235 и уран-238, като уран-238 е използван за оценка на точността, защото концентрацията е известна от документацията на производителя [27].

Наличието на четни уранови изотопи в горивото, различни от Уран-238, води до влошаване на размножителните свойства на горивото, както и до влошаване на радиационната обстановка по време на производство и експлоатация на СЯГ. Изотопният състав на СЯГ също е директна индикация за произходът и историята на урана, вложен в ТОК.

При разпадането на U-232 не се наблюдава подходящо лъчение за гама-спектрометрия. Гама лъченията при разпад на урановите изотопи са показани в табличен вид в Приложение 6÷10. Подходящ за гама спектрометрия е дъщерният му продукт Tl-208, който излъчва гама лъчение с енергия около 2614 keV с почти 100% вероятност. Концентрацията на уран-232 се оценява по активността на Tl-208.

За отчитане на ефективността за регистриране на лъчението на Tl-208, което зависи от разстоянието, материалния състав на детектора, материалния състав и геометрията на

измерваната ТОК, е използван софтуерът ISOCS на Mirion Technologies, който позволява моделиране на източника и материалния му състав, пресмятайки ефективността за даденото лъчение [30].

За оценка на концентрацията на U-232 се определя активността на Tl-208, отчитайки разклоненията на веригите на разпад [27].

Спектър от реално измерване е показан на фиг. 16, приложение 11.

При изготвяне на СЯГ от природен уран, концентрацията на U-232 обикновено е с порядъци по-ниска от допустимите граници, което прави методът напълно приложим за оценка на U-232. Неопределеността на методиката е под 10% [27].

9. Заключение

В текущата дипломна работа са описани теоретични и практични основни познания от областта на гама-спектрометрията и приложенията и при експлоатация на ядрени горива.

За тази цел са проучени свободно достъпни източници на информация, както и такива собственост на “АЕЦ Козлодуй” ЕАД, на три различни езика. Разгледани са и изложени конкретни приложения на гама-спектрометрията в АЕЦ Козлодуй, както и процедурите и апаратурата за изпълнението им.

Изследвани и анализирани са реални данни от гама спектрометрични измервания с различни проложения в условията на ЯЕЦ.

Текстът цели да илюстрира степента на важност и широкият спектър от приложения на гама-спектрометрията при експлоатация на ЯЕЦ и в частност на ядрените горива.

Предварително поставените задачи са изпълнени, с което е изпълнена и основната цел на дипломната работа.

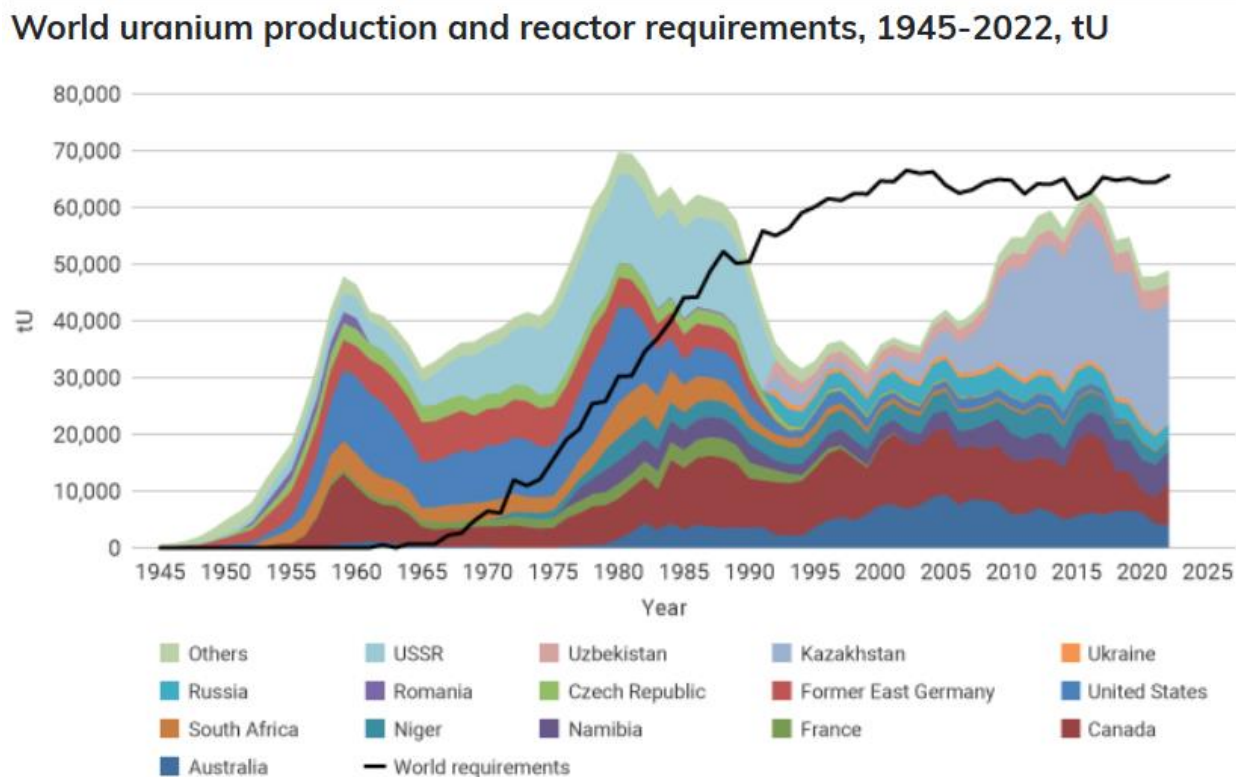
Библиография

1. <https://pris.iaea.org/pris/home.aspx>
2. <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/uranium-resources/uranium-markets>
3. <https://www.iaea.org/sites/default/files/18/10/nuclearfuelcycle.pdf>
4. <https://www.kznpp.org/bg/za-nas/mestopolojenie-istoria>

5. Закон за безопасното използване на ядрената енергетика, Обн. ДВ. бр.63 от 28 Юни 2002г., доп. ДВ. бр.70 от 20 Август 2024г (ЗБИЯЕ).
6. Наредба за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво. Обн. ДВ. бр.71 от 13 Август 2004г., изм. ДВ. бр.37 от 4 Май 2018г.
7. Б. Манушев, Практическа метрология на ядрените лъчения, Тита Консулт ООД, 2001.
8. Gilmore, G. R. Practical Gamma-ray Spectrometry. 2nd Ed. Chichester: John Wiley & Sons, 2008.
9. D. Arnold, K. Debertin, A. Heckel, G. Kanisch, H. Wershofen und C.Wilhelm, “Fundamentals of Gamma Spectrometry (γ -SPEKT/GRUNDL)”, Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB), 2018.
10. Knoll, G. F. Radiation Detection and Measurement. 3rd Ed. New York: John Wiley & Sons, 2000
11. П. Каменов, Ядрена техника. София: СУ „Св. Климент Охридски“, 1983.
12. Минкова, А., Манушев, Б., Груев, В. и Добрева, Е. Практикум по атомна и ядрена физика. София: Университетско издателство „Св. Климент Охридски“, 2006.
13. В. Будинова, „Дипломна работа на тема: “Контрол на обогатяването на свежо ядрено гориво за ВВЕР-1000“,“ София, 2023.
14. Агенция за ядрено регулиране. „ Естественят радиационен фон като фактор за външно и вътрешно облъчване на населението“. BNRA. bnra.bg/bg/polezna-informatsiya/estestveniyat-radiatsionen-fon-kato-faktor-za-vanshno-i-vatreshno-oblachvane-na-naselenieto/, (Online).
15. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1918_web.pdf
16. L. Lakosi, I. Almasi, Z. Hlavathy, P. Nagy, C.T.Nguyen, N. Buglyo, J. Zsigrai, “Verification of U-235 enrichment of fresh VVER-440 fuel assemblies”.
17. L. Tsankov, I. Christoskov, N. Ivanov, “Uncertainty limits of in situ uranium enrichment measurements”.
18. L. Tsankov, I. Christoskov, N. Ivanov, “The feasibility of express in situ measurement of the isotopic composition of uranium in fresh WWER-1000 fuel”.
19. Процедура за гама-спектрометричен контрол на обогатяването на свежо ядрено гориво за ВВЕР-1000, ид. Номер 30.ОБ.ГО.ПЦ.18/4.
20. Съхраняване на отработено ядрено гориво, Е. Вапирев, И. Христосков. ISSN 1310-4365, издателство БалБок, 1994 г.
21. Наредба за осигуряване безопасност на ядрени централи
22. Актуализирана стратегия за управление на отработено ядрено гориво и радиоактивни отпадъци до 2030 г.

23. “Методика за измерване на дълбочина на изгаряне на ОЯГ”, ид. номер 50.ЯГЦ.00.МТ.04/1.
24. “Инструкция за техническа експлоатация на АКДИ”, ид. номер 50.ЯГЦ.00.ИЕ.16/01.
25. Измерване на дълбочината на изгаряне на касети ОЯГ при зареждането им за сухо съхранение в контейнери тип CONSTOR 440/84. Петков, И. В. , Цибранска, К. Г. Матеев, А. М.,
26. Инструкция за определяне на съответствието на разчетната и измерена плътност на неутронния поток от ТК-6 за потвърждаване изгарянето на ОЯГ заредено в ТК-6, ид. Номер ДП.ЯГ.ИН.340/02.
27. Матеев А., “Определяне на концентрацията на някои четни изотопи на урана в доставеното ядрено гориво чрез директна гама-спектрометрия.
28. Методика за определяне на концентрацията на уран-232 в свежо ядрено гориво, ид. Номер 30.ОБ.ГО.МТ.14/0.
29. Инструкция по експлоатация на гама-спектрометрична апаратура и на софтуерен продукт „Genie 2000”, ид. Номер 30.РК.00.ИЕ.07/9.
30. <https://www.mirion.com/products/technologies/spectroscopy-scientific-analysis/gamma-spectroscopy/gamma-spectroscopy-software/lab-applications/s573-isocs-calibration-software>

Приложение 1.



Фигура 1. Добив и нужди от уран в световен мащаб от 1945 до 2022 г. Източник: OECD-NEA, IAEA, World Nuclear Association; <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/uranium-resources/uranium-markets>

Приложение 2

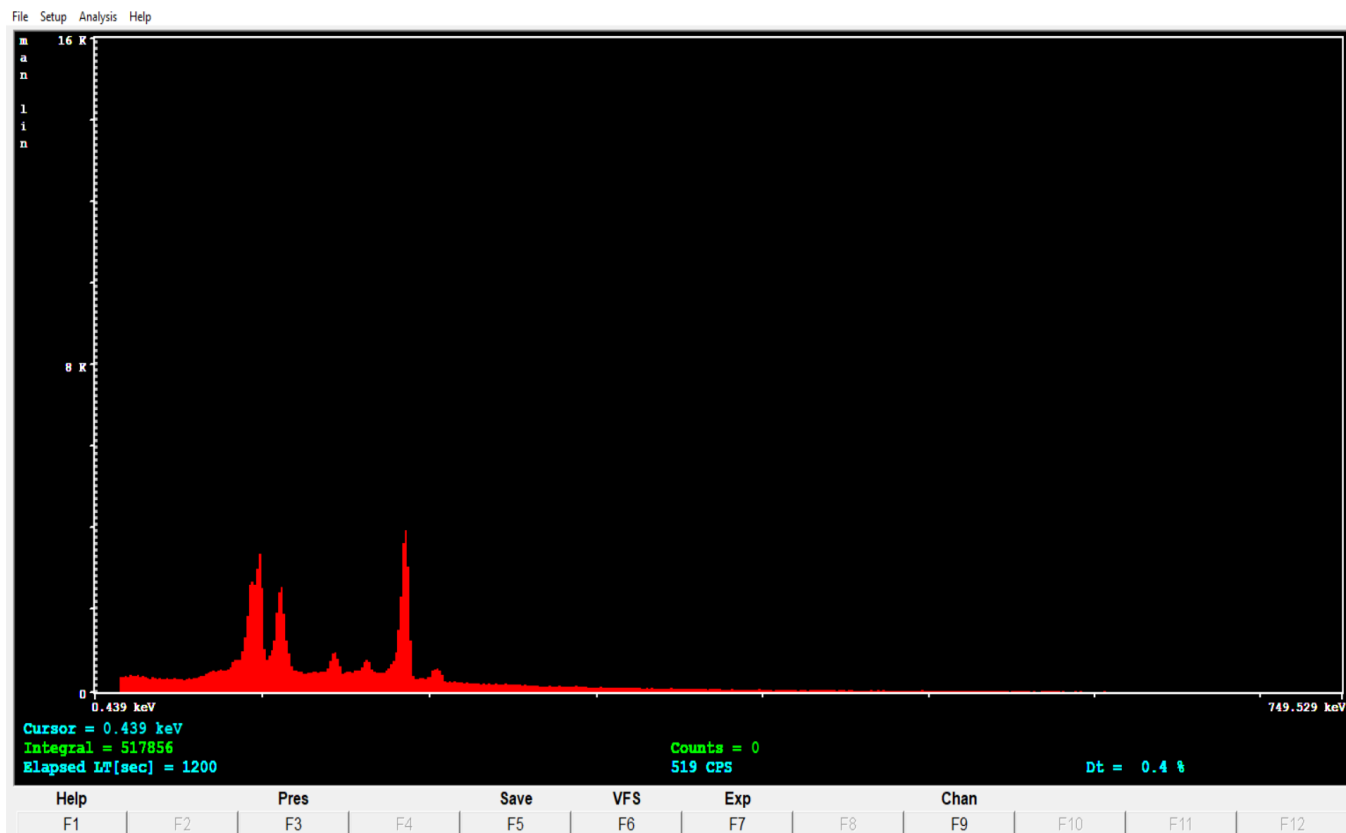
Furthermore, the MCA527 supports a vast number of different detectors and its 16k resolution is adequate to support high resolution gamma spectrometry with HPGe detectors. As the MCA527 works with digital filtering, it allows setting a broad range of filter time constants and it is also tolerant to largely differing preamplifier signal shapes. The application programs from our MCA software family are free of charge and allow operating the device as a general purpose multi channel analyzer, multi channel scaler, universal counter, or oscilloscope. As an option we offer the possibility to use the MCA527 as a multiplicity or neutron coincidences counter, operating in List Mode.



KEY FEATURES	BENEFITS
Up to 16k channel resolution	• High performance gamma spectroscopy with HPGe detectors
Very low power consumption of 0.7W On board μ SD-card holder	• Capability to perform long time autonomous field measurements
Equipped with high capacitive Li-Ion batteries	• 10h–25h operation time without external power (depends on detector)
Dimensions in compact format, Easy-view front panel layout	• Excellent operability and mobility
High Voltage up to (+) or (-) 5000V supported	• Large types of HPGe detectors can be applied
Optionally firmware extension on list modes	• The MCA527 can be used as a multiplicity or neutron coincidence counter.

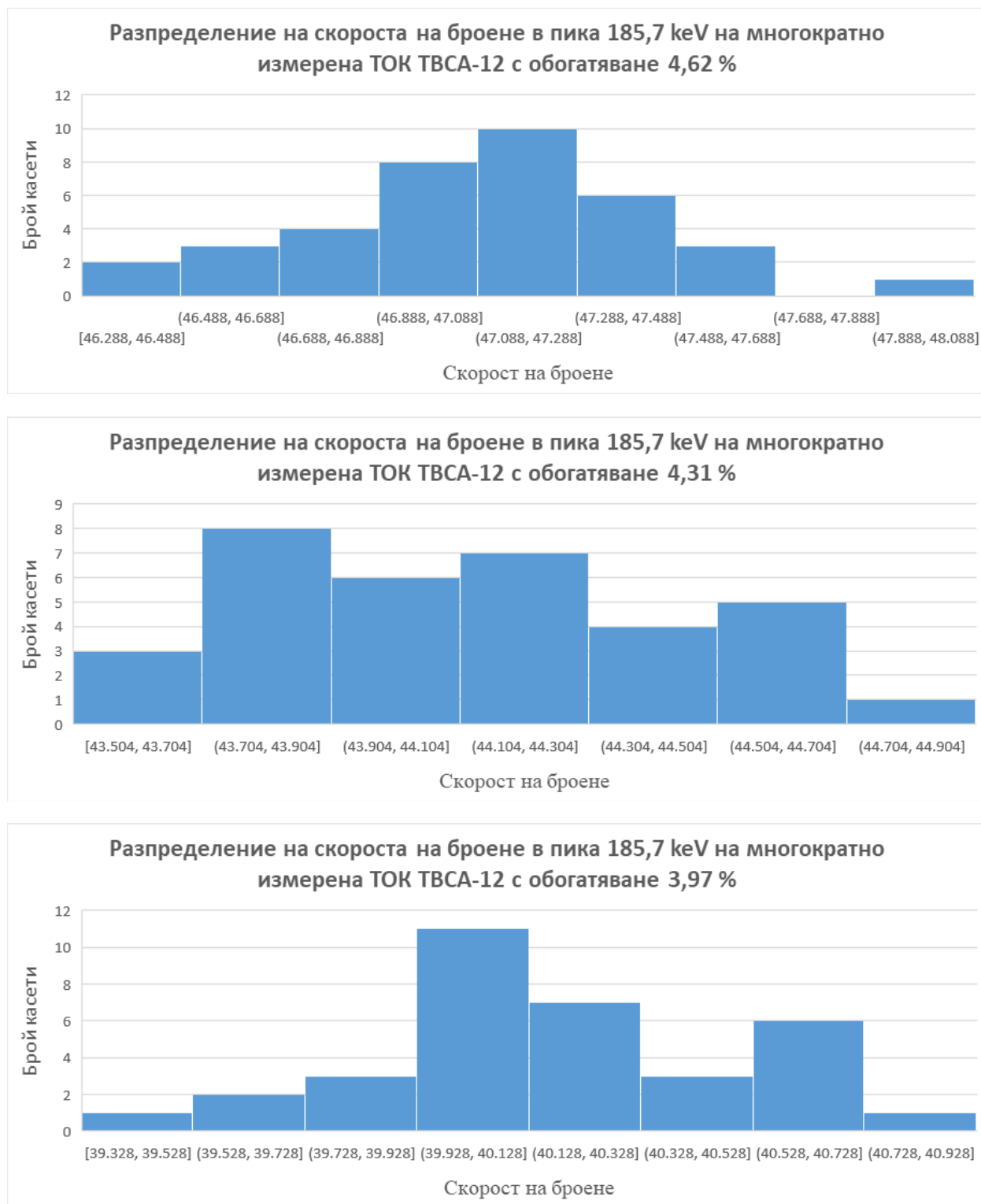
Фигура 6. Основен изглед на MCA-527

Приложение 3



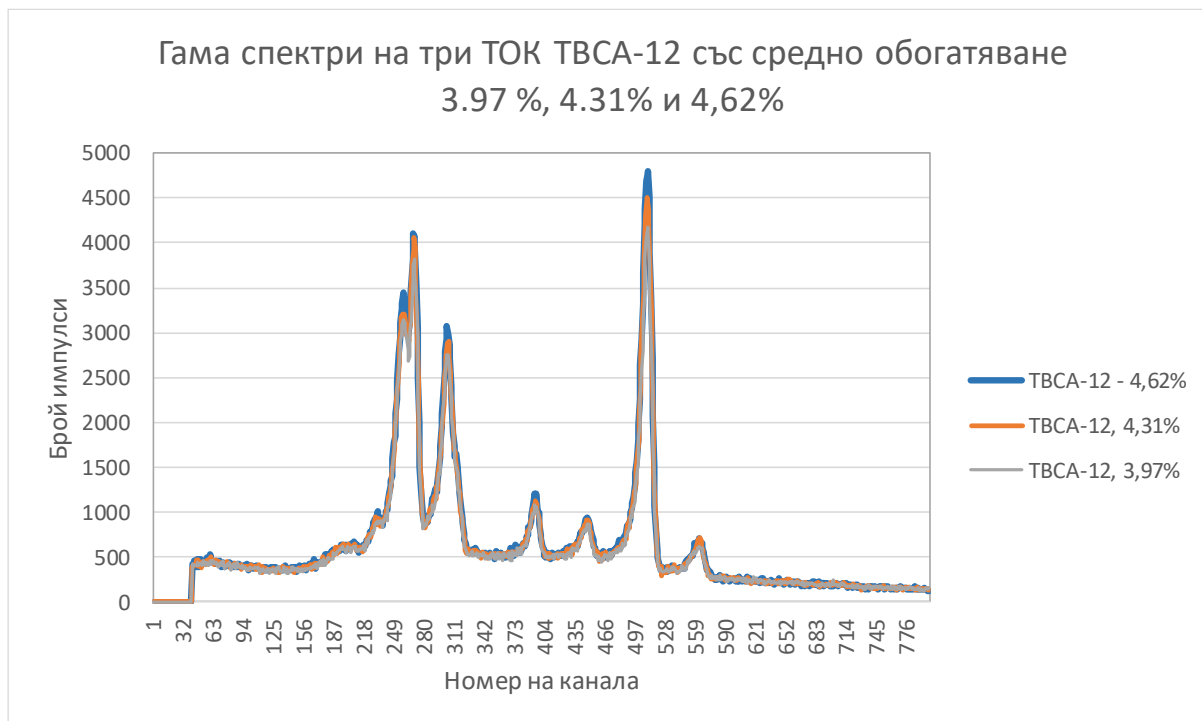
Фигура 7. Основен работен прозорец на софтуер за управление на МСА и обработка на спектри – WinSPEC

Приложение 4



Фигура 9. Разпределение на скоростта на броене в пик 185,7 keV от многократно измерени три вида касети ТВСА-12 с различни обогатявания

Приложение 5



Фигура 11. Гама спектри на 3 ТОК ТВСА-12 със средно обогатяване 3.97%, 4.31% и 4.62%

Приложение 6

	Energy keV	Photons per 100 disint.		Energy keV	Photons per 100 disint.
$\gamma_{7,5}(\text{Th})$	31,60 (5)	0,017 (6)	$\gamma_{8,1}(\text{Th})$	198,894 (14)	0,036 (2)
$\gamma_{10,7}(\text{Th})$	41,4 (3)	0,029 (11)	$\gamma_{18,4}(\text{Th})$	202,12 (1)	1,08 (2)
$\gamma_{1,0}(\text{Th})$	42,01 (6)	0,056 (9)	$\gamma_{5,0}(\text{Th})$	205,316 (4)	5,02 (3)
$\gamma_{7,4}(\text{Th})$	51,21 (4)	0,034 (7)	$\gamma_{19,7}(\text{Th})$	215,28 (4)	0,029 (3)
$\gamma_{9,6}(\text{Th})$	54,1 (1)	0,00115	$\gamma_{6,0}(\text{Th})$	221,386 (14)	0,118 (5)
$\gamma_{2,1}(\text{Th})$	54,25 (5)	0,0285	$\gamma_{13,2}(\text{Th})$	228,76 (5)	0,0074
$\gamma_{19,18}(\text{Th})$	64,45 (5)	0,018	$\gamma_{9,1}(\text{Th})$	233,50 (2)	0,038 (4)
$\gamma_{10,5}(\text{Th})$	72,7 (2)	0,116	$\gamma_{8,0}(\text{Th})$	240,88 (4)	0,074 (4)
$\gamma_{7,3}(\text{Th})$	74,94 (3)	0,051 (6)	$\gamma_{19,5}(\text{Th})$	246,83 (2)	0,055 (3)
$\gamma_{2,0}(\text{Th})$	96,09 (2)	0,091 (11)	$\gamma_{15,2}(\text{Th})$	255,365 (10)	0,0074
$\gamma_{14,7}(\text{Th})$	97 (4)	0,016 (4)	$\gamma_{19,4}(\text{Th})$	266,47 (4)	0,0078 (6)
$\gamma_{5,2}(\text{Th})$	109,19 (7)	1,66 (13)	$\gamma_{12,1}(\text{Th})$	275,35 (15)	0,051 (6)
$\gamma_{10,3}(\text{Th})$	115,45 (5)	0,03 (1)	$\gamma_{9,0}(\text{Th})$	275,49 (6)	0,032
$\gamma_{3,1}(\text{Th})$	120,35 (5)	0,026	$\gamma_{16,2}(\text{Th})$	281,42 (5)	0,0063
$\gamma_{16,8}(\text{Th})$	136,55 (5)	0,012	$\gamma_{13,1}(\text{Th})$	282,94 (5)	0,0063
$\gamma_{7,2}(\text{Th})$	140,76 (2)	0,20 (1)	$\gamma_{17,2}(\text{Th})$	289,56 (4)	0,0074
$\gamma_{20,18}(\text{Th})$	142,40 (5)	0,0051	$\gamma_{18,2}(\text{Th})$	291,65 (3)	0,040 (6)
$\gamma_{4,1}(\text{Th})$	143,767 (3)	10,94 (6)	$\gamma_{11,0}(\text{Th})$	301,7 (1)	0,0053
$\gamma_{18,7}(\text{Th})$	150,936 (15)	0,09 (3)	$\gamma_{15,1}(\text{Th})$	310,69 (6)	0,0094
$\gamma_{5,1}(\text{Th})$	163,356 (3)	5,08 (3)	$\gamma_{12,0}(\text{Th})$	317,10 (8)	0,0011
$\gamma_{16,5}(\text{Th})$	173 (1)	0,006 (5)	$\gamma_{17,1}(\text{Th})$	343,5 (2)	0,0032
$\gamma_{18,5}(\text{Th})$	182,62 (5)	0,39 (5)	$\gamma_{18,1}(\text{Th})$	345,92 (3)	0,040 (6)
$\gamma_{4,0}(\text{Th})$	185,720 (4)	57,0 (3)	$\gamma_{15,0}(\text{Th})$	350 (5)	0,006
$\gamma_{7,1}(\text{Th})$	194,940 (6)	0,63 (1)	$\gamma_{19,2}(\text{Th})$	356,03 (5)	0,0053
			$\gamma_{18,0}(\text{Th})$	387,84 (3)	0,040 (6)
			$\gamma_{21,5}(\text{Th})$	390,27 (20)	0,040 (1)
			$\gamma_{19,1}(\text{Th})$	410,29 (4)	0,0032
			$\gamma_{22,4}(\text{Th})$	448,40 (6)	0,0011

Таблица 2. Характеристики на гама лъчение, излъчено от след алфа разпад на U-235

Източник: <http://www.lnhb.fr/home/nuclear-data/nuclear-data-table/>

Приложение 7

	Energy keV	Photons per 100 disint.
$\gamma_{5,4}(\text{Pb})$	211,52 (2)	0,18 (1)
$\gamma_{4,3}(\text{Pb})$	233,37 (2)	0,31 (1)
$\gamma_{7,4}(\text{Pb})$	252,71 (2)	0,78 (2)
$\gamma_{3,2}(\text{Pb})$	277,37 (2)	6,6 (3)
$\gamma_{7,3}(\text{Pb})$	486,08 (2)	0,049 (4)
$\gamma_{4,2}(\text{Pb})$	510,74 (2)	22,5 (2)
$\gamma_{2,1}(\text{Pb})$	583,187 (2)	85,0 (3)
$\gamma_{18,4}(\text{Pb})$	588,108 (18)	0,06 (1)
$\gamma_{12,3}(\text{Pb})$	650,27 (2)	0,041 (5)
$\gamma_{13,3}(\text{Pb})$	705,34 (2)	0,022 (4)
$\gamma_{5,2}(\text{Pb})$	722,26 (2)	0,24 (4)
$\gamma_{6,2}(\text{Pb})$	748,87 (2)	0,046 (3)
$\gamma_{7,2}(\text{Pb})$	763,45 (2)	1,80 (2)
$\gamma_{(-1,1)}(\text{Pb})$	808,32 (13)	0,030 (7)
$\gamma_{18,3}(\text{Pb})$	821,48 (2)	0,041 (4)
$\gamma_{(-1,2)}(\text{Pb})$	835,90 (11)	0,076 (11)
$\gamma_{3,1}(\text{Pb})$	860,53 (2)	12,4 (1)
$\gamma_{20,3}(\text{Pb})$	883,59 (2)	0,031 (3)
$\gamma_{12,2}(\text{Pb})$	927,64 (2)	0,128 (7)
$\gamma_{13,2}(\text{Pb})$	982,70 (2)	0,204 (8)
$\gamma_{4,1}(\text{Pb})$	1093,90 (2)	0,44 (1)
$\gamma_{19,2}(\text{Pb})$	1126,24 (2)	0,005 (2)
$\gamma_{20,2}(\text{Pb})$	1160,96 (2)	0,011 (3)
$\gamma_{21,2}(\text{Pb})$	1185,57 (2)	0,017 (5)
$\gamma_{23,2}(\text{Pb})$	1283,04 (2)	0,052 (5)

	Energy keV	Photons per 100 disint.
$\gamma_{8,1}(\text{Pb})$	1380,89 (2)	0,007 (3)
$\gamma_{17,1}(\text{Pb})$	1647,32 (2)	0,002 (1)
$\gamma_{20,1}(\text{Pb})$	1744,12 (2)	0,002 (1)
$\gamma_{1,0}(\text{Pb})$	2614,511 (10)	99,755 (4)

Таблица 3. Характеристики на гама лъчение, излъчено от след разпад на Tl-208

Източник: <http://www.lnhb.fr/home/nuclear-data/nuclear-data-table/>

Приложение 8

	Energy keV	Photons per 100 disint.
$\gamma_{1,0}(\text{Th})$	49,55 (6)	0,0697 (26)
$\gamma_{2,1}(\text{Th})$	113,5 (1)	0,0174 (47)

Таблица 4. Характеристики на гама лъчение, излъчено от след разпад на U-238

Източник: <http://www.lnhb.fr/home/nuclear-data/nuclear-data-table/>

Приложение 9

	Energy keV	Photons per 100 disint.
$\gamma_{1,0}(\text{Th})$	57,752 (13)	0,200 (4)
$\gamma_{2,1}(\text{Th})$	129,065 (3)	0,0686 (7)
$\gamma_{6,4}(\text{Th})$	140,999 (20)	0,0000031 (13)
$\gamma_{4,2}(\text{Th})$	191,351 (11)	0,000031 (3)
$\gamma_{5,2}(\text{Th})$	209,252 (6)	0,000011 (3)
$\gamma_{3,1}(\text{Th})$	270,245 (7)	0,00317 (7)
$\gamma_{3,0}(\text{Th})$	328,004 (7)	0,00283 (7)
$\gamma_{6,2}(\text{Th})$	332,371 (6)	0,000049 (3)
$\gamma_{5,1}(\text{Th})$	338,320 (5)	0,0000370 (18)
$\gamma_{8,5}(\text{Th})$	478,41 (5)	0,0000014 (6)
$\gamma_{7,3}(\text{Th})$	503,819 (23)	0,0000145 (9)
$\gamma_{8,3}(\text{Th})$	546,454 (21)	0,0000010 (6)
$\gamma_{7,1}(\text{Th})$	774,05 (9)	0,0000047 (8)
$\gamma_{8,1}(\text{Th})$	816,62 (700)	0,0000008 (3)

Таблица 5. Характеристики на гама лъчение, излъчено от след алфа разпад на U-232

Източник: <http://www.lnhb.fr/home/nuclear-data/nuclear-data-table/>

Приложение 10

	Energy keV	Photons per 100 disint.
$\gamma_{1,0}(\text{Th})$	53,20 (2)	0,1253 (40)
$\gamma_{2,1}(\text{Th})$	120,90 (4)	0,0386 (32)
$\gamma_{3,1}(\text{Th})$	454,96 (5)	0,000025 (6)
$\gamma_{5,2}(\text{Th})$	503,5 (1)	0,00000095
$\gamma_{3,0}(\text{Th})$	508,16 (5)	0,0000150 (39)
$\gamma_{4,1}(\text{Th})$	581,7 (1)	0,000012 (5)
$\gamma_{5,1}(\text{Th})$	624,4 (1)	0,00000082
$\gamma_{5,0}(\text{Th})$	677,6 (1)	0,000001

Таблица 2. Характеристики на гама лъчение, излъчено от след разпад на U-234

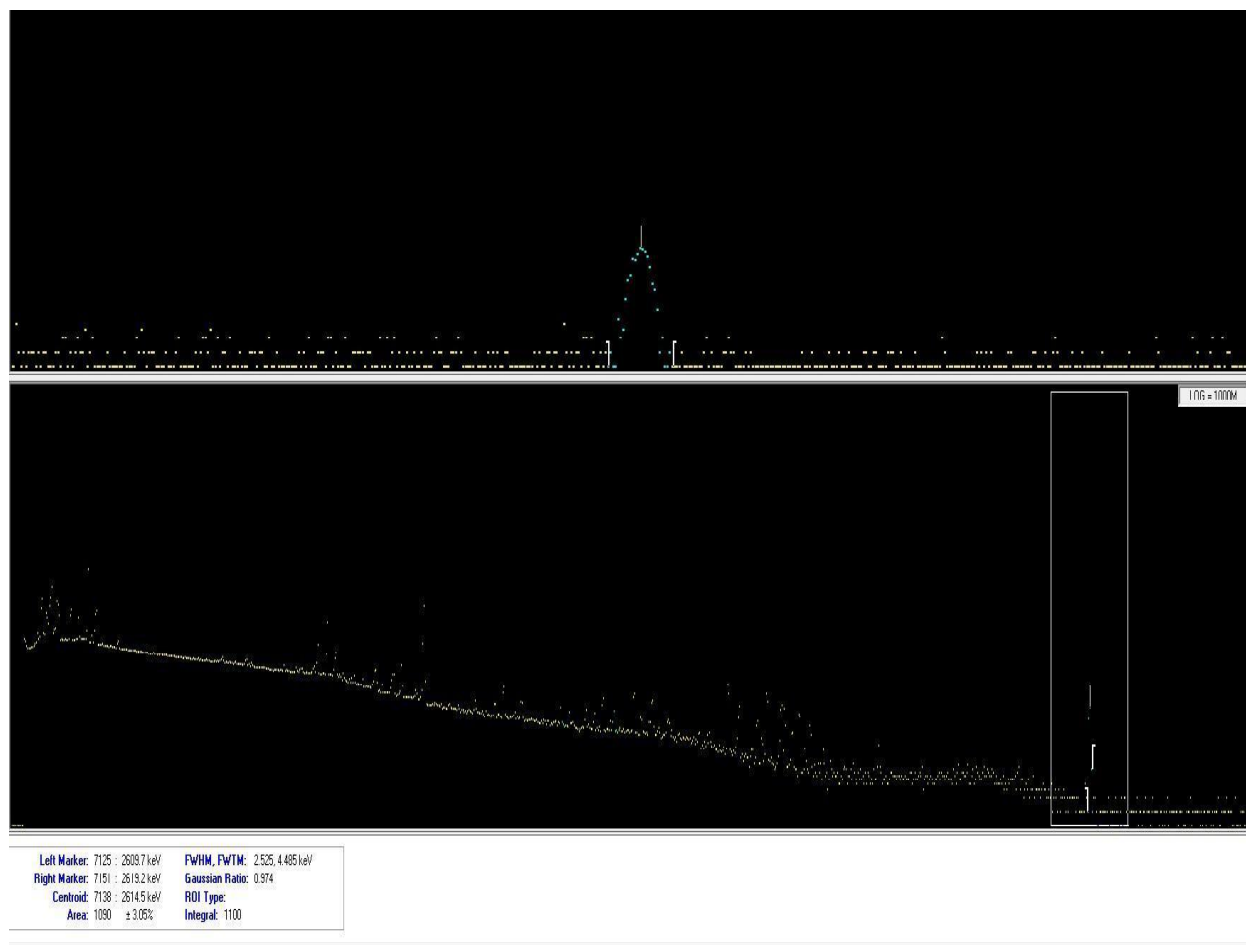
Източник: <http://www.lnhb.fr/home/nuclear-data/nuclear-data-table/>

	Energy keV	Photons per 100 disint.
$\gamma_{1,0}(\text{Th})$	49,46 (10)	0,081 (12)
$\gamma_{2,1}(\text{Th})$	112,79 (10)	0,0195 (31)
$\gamma_{3,2}(\text{Th})$	171,15 (20)	0,000065 (22)

Таблица 2. Характеристики на гама лъчение, излъчено от след разпад на U-236

Източник: <http://www.lnhb.fr/home/nuclear-data/nuclear-data-table/>

Приложение 11



Фигура 16. Гама спектър от измерване на свежа ТОК чрез Ge детектор с цел оценка на съдържанието на U-232