

BOREHOLE SITING TECHNIQUE FOR GEOLOGICAL REPOSITORIES OF RADIOACTIVE WASTE

Description

The purpose of siting repositories is to reveal those most promising for the development of deep geological repository (DGR) for radioactive wastes. The technique of siting borehole DGRs is described as follows.

This technique takes into account IAEA recommendations and requirements with respect to DGR siting, national regulatory requirements as well as preliminary requirements and other considerations identified by the designers for a stage-by-stage siting.

The proposed technique is based on the application of the following methodological package:

- Analysis of literature and data of geological and hydrogeological structures and rock properties over the area to be studied as well as data reinterpretation according to new objectives;
- Aerospace image decoding (revealing areas minimally dislocated by tectonics);
- Field seismic studies (identification of sedimentary patterns, detection of dislocations in crystal-line rocks);
- Field magnetic and gravimetric studies (revealing blocks composed of minimal types of crystalline rocks with minimal density gradient);
- Indicator studies (gas surveys) for groundbased verification of aerospace image data decoding;
- Siting of exploration boreholes, borehole drilling with detailed sampling and testing (to obtain data for an assessment of radioactive waste disposal safety);
- Processing and interpretation of drilling and test studies data with subsequent verification of groundwater flow and transport models;
- Development of refined groundwater flow and transport models as well as simulation tests;
- Assessment of the longterm safety of radioactive waste disposal systems using data obtained to plan further studies.

Innovative Aspect and Main Advantages

In contrast to a mined geological repository, the degree of safety of waste disposal in borehole repositories is assured primarily by natural barriers (depth of waste package allocation, stagnant water exchange and lengthy pathways of radionuclide migration towards biosphere) rather than by engineered safeguards. Up to now the practical experience of siting waste repository has been obtained only for the case of mined repositories.

Basic advantages include:

- The proposed technique makes it possible to decrease costs and speed-up selection of promising sites by dis-

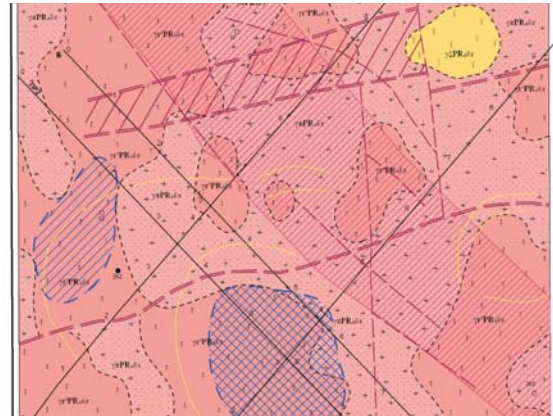


Fig. 1. Promising areas of the Veresnia study site (marked by blue hash lines) as revealed by the technique presented here

criminating areas of a few dozen km² out of larger regions tens of thousands km².

- This technique enables selection of promising sites within crystalline rocks even in the presence of thick sedimentary covers;
- The technique is based on the application of remote methods.

Areas of Application

This technique has been developed for early-stage DGR borehole siting. The DGR boreholes may be utilized for the disposal of the highly-hazardous radio-active wastes: spent nuclear fuel, vitrified high-level wastes, and long-lived intermediate-level wastes.

Stage of Development

The first stages of this technique (i.e., without drilling) have been utilized to ascertain the geological conditions of the northern areas of the "Ukrainian Shield" within the Korostensky pluton as well as within the 30-km Chornobyl Exclusion Zone.

Contact Details

Radioenvironmental Centre of National Academy of Sciences of Ukraine
 55b Olesja Honchara St., Kyiv 01054, Ukraine
 Vyacheslav Shestopalov,
Tel.: + 38-044-4868272, **Fax:** + 38-044-4861417
E-mail: vsh@hydrosafe.kiev.ua

МЕТОДИКА ВИБОРУ ДІЛЯНОК, ПРИДАТНИХ ДЛЯ СТВОРЕННЯ СВЕРДЛОВИННОГО ГЕОЛОГІЧНОГО СХОВИЩА РАДІОАКТИВНИХ ВІДХОДІВ

Опис

Метою вибору є визначення ділянок, найбільш придатних для створення глибокого геологічного сховища (ГГС) радіоактивних відходів. Далі пропонується методика вибору для свердловинного типу конструкції ГГС.

Методика враховує рекомендації і вимоги МАГАТЕ стосовно процесу вибору ділянок для розміщення ГГС, вимоги національних нормативних документів, а також створених авторами документів, що визначають стадійність вибору майданчиків і попередні вимоги до них.

Методика ґрунтується на застосуванні комплексу таких методів:

- аналіз літературних відомостей про геологічну і гідрогеологічну будову території, властивості порід і повторна їх інтерпретація у відповідності до нововизначеної мети дослідження;
- дешифрування космо- і аерознімків (визначення ділянок з мінімальним розвитком тектонічних порушень);
- виконання польових сейсмічних спостережень (будова осадового покриву, виявлення порушень в кристалічних породах);
- виконання польових магніто- і гравіметричних спостережень (виділення ділянок з мінімальною кількістю різновидів кристалічних порід і мінімальним градієнтом щільності);
- індикаторні дослідження (газова зйомка) для наземної перевірки даних дешифрування аерокосмознімків;
- побудова попередніх дрібномасштабних гідрогеологічних і міграційних моделей, а також виконання імітаційних експериментів (попередня оцінка довготривалої безпеки системи ізоляції РАВ);
- вибір місця для розміщення розвідувальних свердловин, буріння і їх детальне опробування (збір даних для оцінки безпеки системи ізоляції РАВ);
- обробка і інтерпретація даних буріння, а також дослідних спостережень з наступною верифікацією гідрогеологічних і міграційних моделей;
- побудова уточнених гідрогеологічних і міграційних моделей, а також виконання імітаційних експериментів;
- виконання оцінки довготривалої безпеки системи ізоляції РАВ за комплексом отриманих даних з метою прийняття рішення про подальші роботи.

Новизна і головні переваги

На відміну від глибокого геологічного сховища шахтного типу, безпека ізоляції РАВ у сховищі свердловинного типу забезпечується не так інженерними, як природними бар'єрами (глибина розміщення упаковок РАВ, застійний характер водообміну і значна про-

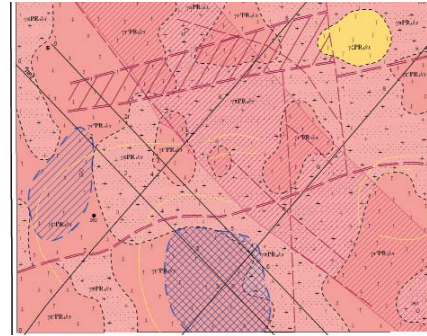


Рис.1. Перспективні ділянки в межах Вереснянської площі (позначено синім штрихуванням), що були виділені із застосуванням представленої методики

тяжність шляхів міграції радіонуклідів в напрямку біосфери).

Зазначимо, що донедавна практичний досвід з вибору майданчика був отриманий лише для випадку шахтного сховища.

Головні переваги

- Застосування методики дозволяє зменшити витрати і прискорити вибір кількох ділянок площею перші десятки км² в межах території, яка займає площу тисячі і десятки тисяч км²;
- Методика дозволяє здійснити вибір сприятливих ділянок в кристалічних породах навіть за умов наявності досить потужного осадового покриву;
- Методика ґрунтується на переважному використанні дистанційних методів.

Галузі застосування

Методика розроблена для ранніх стадій вибору майданчиків для розміщення геологічного сховища свердловинного типу, яке призначається для захоронення найбільш небезпечних РАВ: відпрацьованого ядерного палива, осклованих високоактивних, а також довгоіснуючих радіоактивних відходів.

Стадія розробки

Перші етапи методики (тобто, без буріння) були застосовані для вивчення геологічних умов північної частини Українського кристалічного щита в межах Коростенського плутону і 30-кілометрової Чорнобильської зони відчуження.

Реквізити

Науково-інженерний центр радіогідрогеоекологічних полігонних досліджень НАН України
Україна, 01054 Київ, вул. Олесь Гончара, 55б
В'ячеслав Шестопалов
Тел.: + 38-044-4868272, Факс: + 38-044-4861417
E-mail: vsh@hydrosafe.kiev.ua

NEUTRON SOURCE FOR NEUTRON CAPTURE THERAPY OF CANCER TISSUES AT KYIV RESEARCH REACTOR (KRR)

Description

Neutron Capture Therapy (NCT) is a promising form of radiation therapy characterized by two interrelated features: (1) the infusion or delivery of a capture compound which preferentially concentrates in the tumor, followed by (2) the irradiation of the tumor site with neutrons. Inasmuch as the boron isotope ${}^5\text{B}^{10}$ is often used as a neutron capture agent in compounds, this form of therapy is thus termed Boron Neutron Capture Therapy (BNCT).

The large thermal neutron capture cross section of ${}^5\text{B}^{10}$ greatly increases the probability of the resulting ${}^5\text{B}^{11}$ nucleus to split into He and Li. As the ionization potential of He and Li ions is high as they slow down in the biological material along relatively short distances, the affected cells enriched by boron are destroyed while normal, healthy cells are damaged to a much lesser extent. However, as the penetrating capability of thermal neutrons is low, to reach cancerous tumor cells localized at depths of several centimeters, epithermal neutrons are more suitable to the task. Such epithermal neutrons have a lower neutron capture rate in hydrogen, which results in a lower skin dose burden while the moderation of epithermal neutrons within the head would give rise to a thermal neutron peak at the cancerous tumor site. The most suitable neutrons for BNCT are those with energies in the range of 1 eV to 10 keV because their KERMA factor (and hence direct tissue damage) is less than for thermal or fast neutrons.

Such epithermal neutron beams may be provided by nuclear research reactors. The concept behind providing such a source is a modification of the reactor such that the emergent beam is slowed to the epithermal range. Such modifications of research reactors are usually relatively straightforward and not cost prohibitive – especially when compared to constructing new reactors dedicated to BNCT. Of course, any modification to a reactor should be justified with careful design work taking into account all specifics of a given specific reactor system.

Innovative Aspect and Main Advantages:

- Existing nuclear research reactors may be readily modified to provide the proposed epithermal neutron beam-precluding any need to design and construct a dedicated reactor;
- Uses a Ni-60 neutron filter for essential improvement in therapeutic source parameters;
- Destroy tumors by avoiding highly traumatic surgical techniques;
- High radiation doses are applied directly to malignant cells while the impact on healthy cells is minimized.

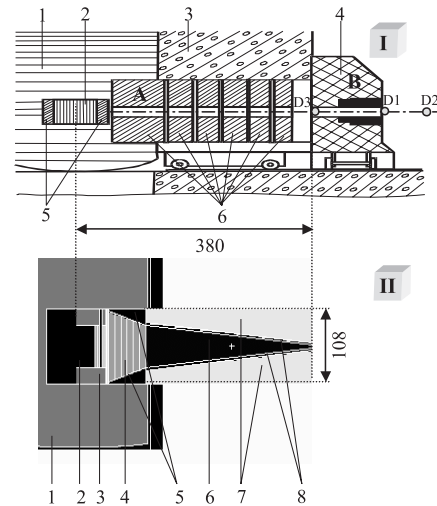


Fig. 1. KRR Thermal Column (dimensions in cm):
I – TC (until reconstruction): A – the first block, B – the second block. 1 – water, 2 – core, 3 – concrete, 4 – paraffin, 5 – beryllium reflector, 6 – graphite. D1, D2, D3 – detector positions in the MCNP calculations.
II – Geometry for MCNP calculations (vertical cross section through the core center): 1 – water, 2 – core, 3 – beryllium reflector (source), 4 – moderator, 5 – reflector (natural nickel), 6 – air, 7 – borated polyethylene, 8 – natural nickel layer.

Areas of Applications:

- Cancer treatment, in particular of brain tumors,
- Veterinary medicine.

Stage of Development:

We have demonstrated analytically that an epithermal neutron source meeting the requirements of BNCT may be constructed at the nuclear research reactor in Kyiv. The modification to the reactor may be achieved by altering the design of the thermal column and replacing the Beryllium reflector with one based on Aluminum.

Contact Details:

Olena Gritzay, Ph. D.
 Institute for Nuclear Research National Academy of Sciences of Ukraine
 Neutron Physics Department
 Prospect Nauky, 47, Kyiv 03680, UKRAINE
phone: (380-44) 525-3987; **fax:** (380-44) 525-4463
E-mail: ogritzay@kinr.kiev.ua

НЕЙТРОННЕ ДЖЕРЕЛО ДЛЯ НЕЙТРОН-ЗАХВАТНОЇ ТЕРАПІЇ ОНКОЛОГІЧНИХ ПУХЛИН НА КИЇВСЬКОМУ ДОСЛІДНИЦЬКОМУ РЕАКТОРІ (КДР)

Огляд пропозиції

Сьогодні нейтрон-захватна терапія (НЗТ) – це багатообіцяюча форма радіаційної терапії. Вона включає дві взаємопов'язані особливості – введення та переніс захватної компоненти, що концентрується переважно в пухлині, з наступним опроміненням пухлини нейтронами. Оскільки ізотоп В-10 часто використовують як нейтрон-захватний компонент у хімічній сполуці, в цьому випадку НЗТ називають боронейтронзахватною терапією (БНЗТ).

Великий переріз взаємодії теплових нейтронів з ізотопом В-10 викликає високу вірогідність розщеплювання ядра бору на He та Li. Оскільки іонізуюча здатність He та Li іонів висока, а їх пробіги короткі, то клітини, що збагачені бором, знищуються, тоді як здорові клітини пошкоджуються набагато менше. Однак, оскільки проникаюча здатність теплових нейтронів низька, то щоб досягти ракової пухлини, локалізованої на глибині в декілька сантиметрів, більш прийнятні для цього епітеплові нейтрони. Епітеплові нейтрони мають нижчий рівень захвату нейтрона у водні і це приводить до зниження дози на шкіру, а уповільнення нейтронів в межах голови створює пік теплових нейтронів в місці знаходження ракової пухлини. Найбільш підходящі нейтрони для БНЗТ – це нейтрони з енергією в області від 1 еВ до 10 кеВ, тому що їх KERMA фактор, і звідси пряме пошкодження тканини, є меншим, ніж у випадку теплових або швидких нейтронів.

Такі пучки епітеплових нейтронів можуть бути сформовані на ядерних дослідницьких реакторах. Концепція такого джерела полягає в перетворенні випромінювання реактора у епітеплове випромінювання. Модифікація дослідницького реактора може бути відносно простою і не надмірно дорогою, особливо в порівнянні з спорудженням нового реактора, спеціалізованого для БНЗТ. Але будь-яка модифікація реактора має відбуватися лише після ретельної обчислювальної роботи, в якій беруться до уваги всі особливості конкретних систем реактора.

Інноваційний аспект та основні переваги

- немає потреби будувати новий спеціалізований реактор, оскільки існуючий може бути використаний після нескладної реконструкції, що не торкається основних функціональних систем реактора;
- можливість використання нейтронного фільтра, виготовленого із Ni-60 для суттєвого поліпшення терапевтичних якостей нейтронного джерела.

Переваги методу BNCT:

- можливість знищити пухлини без надзвичайно травматичної хірургічної операції;
- можливість створити високі радіаційні дози в злоякісних клітинах, в той же час не знищуючи здорові.

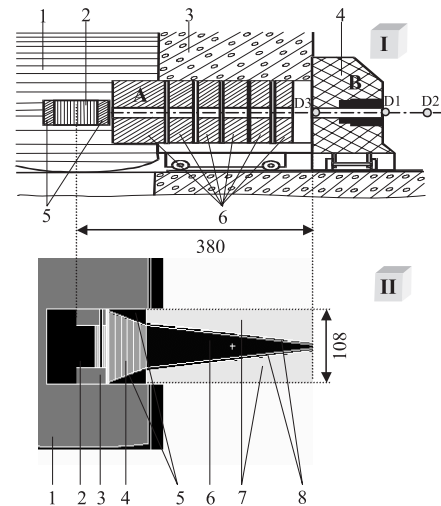


Рис. 1. Теплова колона КДР (розміри в см):
I – Теплова колона (до реконструкції): А – перший блок, В – другий блок. 1 – вода, 2 – активна зона, 3 – бетон, 4 – парафін, 5 – рефлектор з берилію, 6 – графіт. D1, D2, D3 – положення детекторів при обчисленнях MCNP.
II – Геометрія для обчислень MCNP (вертикальний переріз через центр зони): 1 – вода, 2 – зона, 3 – рефлектор з берилію, 4 – уповільнювач, 5 – рефлектор (природний нікель), 6 – повітря, 7 – борований поліетилен, 8 – шар природного нікелю.

Галузь застосування

- онкологія, зокрема лікування пухлин головного мозку,
- ветеринарна медицина.

Стадія розробки

Ми показали в наших обчисленнях, виконаних методом Монте Карло за допомогою відомої програми MCNP, що джерело епітеплових нейтронів, яке відповідає вимогам БНЗТ, може бути створено на Київському реакторі за допомогою заміни матеріалів теплової колони спеціальною композицією. Найкращі параметри пучка можна отримати, якщо до того ж одну з секцій берилієвого рефлектора замінити алюмінієвим блоком.

Контактна інформація

Інститут ядерних досліджень НАН України
 Відділ нейтронної фізики
 Проспект Науки, 47, Київ 03680, Україна
 Олена Грицай
Тел.: 380 44 525 3987; **Факс:** 380 44 525 4463,
E-mail: ogritzay@kinr.kiev.ua

NEUTRON FILTERED BEAM TECHNIQUE AT THE KYIV RESEARCH REACTOR (KRR)

Description

The neutron filter technique is characterized by the transmission of neutron beams emanating from nuclear research reactors through relatively thick (up to 2–2.5 m) layers of materials with deep interference minimums in the total neutron cross sections. As a result of passing through these interference minimums, narrow energy range "filtered" neutrons emerge as quasi-monochromatic beams. Figure 1 below provides a cross-sectional view of the proposed neutron filter as located in the reactor's horizontal experimental channel.

Quasi-monochromatic neutron beams emerge from the filters with the following energies and half-widths: $E_n(\text{keV}) = 1.86 (1.46), 3.57 (1.68), 7.5 (0.1), 12.67 (1.2), 24.34 (1.8), 56.37 (0.55); 58.8 (2.7), 133.3 (2.8), 148.3 (14.8)$.

Innovative Aspect and Main Advantages

The KRR has specialized in neutron filters for more than 20 years, with a very significant amount of knowledge and experience accumulated—characterized by the following:

- The filtered neutron beams emerging are of among the highest flux values in the world for the kiloelectron volt energy range: 105–108 neutrons/sec·cm². This provides an opportunity to conduct unique and very precise measurements.
- Large quantities of highly enriched (stable) iso-topes (such as ⁵²Cr, ^{54,56,57}Fe, ^{58,60}Ni, etc) are available at the KRR facilities for designing and constructing specific energy-range filters which provide very high neutron fluxes within narrow (i.e., "clean") energy bands.

Areas of Applications

1. High precision measurements (0.1–0.01 %) of total and partial cross sections for fundamental neutron-nuclear investigations.
2. Precise measurements (to 1 %) of neutron cross sections to obtain averaged nuclear parameters ($\sigma_t, \sigma_s, \sigma_p, \sigma_f, S_o, S_1, S_2, R_o, R_1, D, \langle \Gamma_\gamma \rangle$).
3. Measurements of neutron capture gamma-spectra.
4. Measurements of σ_{inel} for the first excited levels of heavy nuclides.
5. Measurements of activation cross sections.
6. Isomeric ratio investigations.
7. Doppler-Effect Investigations.
8. Time-of-flight method used for precise cross section measurements of $\sigma_p, \sigma_\gamma, \sigma_{inel}$.
9. Research of radiation damage energy dependence in materials.
10. Neutron radiography and tomography.
11. Biomedical investigations.
12. Neutron and Boron-neutron capture therapy.
13. Measurements of the average energy loss $W(E)$ for ion-pair generation.

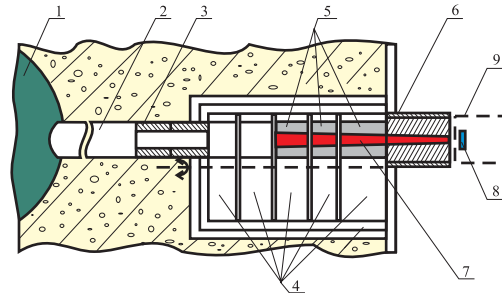


Fig. 1. Schematic of neutron filtered beam facility (1 – beryllium reflector; 2 – horizontal channel tube; 3 – preliminary collimator; 4 – beam shutter disks; 5 – filter-collimator assembly; 6 – outer collimator; 7 – filter components; 8 – research samples; 9 – device for samples removing.)

14. Prompt Gamma-ray Activation Analysis (PGAA).
 15. Development of standard fluxes for neutron-dosimetry.
 16. Energy calibration of proton recoil counters.
- (1–8 refer to scientific research areas, while 9–16 pertain to technological applications)

Stage of Development

Naturally-occurring and enriched isotopes used in the development of neutron filters include:

Natural: Si, Al, V, Sc, S, Mn, Fe, B, Ti, Mg, Co, Ce, Rh, Cd, LiF.
Enriched: ⁵²Cr (99.3), ⁵⁴Fe (99.92), ⁵⁶Fe (99.5), ⁵⁷Fe (99.1), ⁵⁸Ni (99.3), ⁶⁰Ni (92.8–99.8), ⁶²Ni (98.04), ⁸⁰Se (99.2), ¹⁰B (85), ⁷Li (90).

Three horizontal channels at the KRR are currently equipped with such neutron filters and with experimental installations for the precise measurement of total, scattering and capture cross sections. There is also the possibility to study capture gamma ray spectra with a Ge spectrometer characterized by its high resolution and angle distribution of scattered neutrons. Each of the filters is easily replaced by another to meet beam characteristic requirements, and the development of new filters is currently in progress for producing neutron energies up to 1000 keV.

Contact Details

Olena Gritzay, Ph.D.
 Institute for Nuclear Research National Academy of Sciences of Ukraine
 Neutron Physics Department
 Prospect Nauky, 47, Kyiv 03680, UKRAINE
phone: (380-44) 525-3987; **fax:** (380-44) 525-4463
E-mail: ogritzay@kinr.kiev.ua

ТЕХНІКА НЕЙТРОННИХ ФІЛЬТРОВАНИХ ПУЧКІВ НА КИЇВСЬКОМУ ДОСЛІДНИЦЬКОМУ РЕАКТОРІ (КДР) ДЛЯ НАУКОВИХ ТА ТЕХНОЛОГІЧНИХ ЦІЛЕЙ

Огляд пропозиції

Головна ідея методу нейтронних фільтрів полягає в пропусканні спектра нейтронів реактора крізь товсті шари матеріалів (до 2–2,5 м), ядра яких мають глибокі інтерференційні мінімуми в повних перерізах взаємодії з нейтронами. Крізь ці мінімуми проходять нейтрони певних енергій, які створюють достатньо вузькі (по енергії) квазі-моноенергетичні пучки.

Типовий вигляд конструкції нейтронного фільтру на горизонтальному експериментальному каналі реактора представлено на Рис. 1.

На виході такої системи ми отримуємо нейтронні пучки з такими енергіями та ширинами на пів-висоті: $E_n(\text{keV}) = 1,86(1,46), 3,57(1,68), 7,5(0,1), 12,67(1,2), 24,34(1,8), 56,37(0,55); 58,8(2,7), 133,3(2,8), 148,3(14,8)$.

Інноваційний аспект та основні переваги

Розвиток техніки нейтронних фільтрів на КДР продовжується понад 20 років, при цьому накопичено великий експериментальний досвід. Головні особливості, що складають цей розвиток полягають у наступному:

- Фільтровані пучки є високо інтенсивними. Щільність нейтронів досягає 10^5 – 10^8 нейтронів/см²·сек. В світі існує дуже мало нейтронних моно-енергетичних джерел такої інтенсивності в кіло-електрон-вольтній області енергій. Такі інтенсивності створюють можливості для виконання унікальних експериментів та експериментів з високою точністю.
- Для створення фільтрів ми маємо в розпорядженні значні кількості високо збагачених ізотопних (стабільних) матеріалів (⁵²Cr, ^{54,56,57}Fe, ^{58,60}Ni та ін.). Саме це дозволяє формувати нейтронні фільтри високої інтенсивності та відмінної якості.

Галузь застосування

Головні напрямки наукових досліджень та прикладних задач, де фільтровані нейтрони дуже ефективні, є такими:

- Вимірювання з високою точністю (0,1–0,01 %) повних та парціальних нейтронних перерізів для дослідження фундаментальних характеристик нейтрон-ядерної взаємодії.
- Точні вимірювання (до 1 %) нейтронних перерізів, отримання усереднених параметрів ядер ($\sigma_n, \sigma_p, \sigma_f, S_0, S_1, S_2, R_0, R_1, D, \langle \Gamma \rangle$).
- Вимірювання гамма-спектрів захвату нейтронів з фіксованою середньою енергією.
- Вимірювання σ_{inel} для перших збуджених станів важких ядер.
- Вимірювання перерізів активації.
- Вивчення ізомерних відношень.
- Вивчення ефекту Доплера.
- Використання в часо-прольотному методі для отримання точних значень перерізів $\sigma_p, \sigma_f, \sigma_{inel}$.
- Дослідження енергетичної залежності величин радіаційних ушкоджень матеріалів.
- Нейтронна радіографія та томографія.
- Біомедичні дослідження.
- Нейтронна та боро-нейтронзахватна терапія.
- Вимірювання середніх енергетичних витрат $W(E)$ при створенні йонної пари в залежності від енергії.

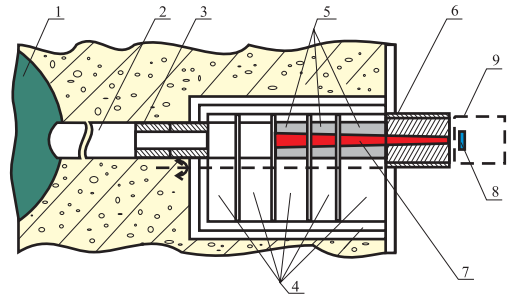


Рис. 1. Конструкція нейтронного фільтру для формування квазі-моноенергетичного пучка: 1 – берилієвий рефлектор; 2 – трубопровід горизонтального каналу; 3 – попередній коліimator; 4 – поворотні диски шибера пучка; 5 – колімуючі пристрої фільтру; 6 – зовнішній коліimator; 7 – компоненти фільтру; 8 – дослідний зразок; 9 – пристрій для пересування зразків

- Гамма-променеви елементний аналіз на миттєвих нейтронах (PGAA).
- Створення стандартних нейтронних полів для задач нейтронної дозиметрії.
- Енергетичне калібрування нейтронних лічильників по протонах віддачі.

Тут пункти 1–8 стосуються наукових досліджень, пункти 9–16 відносяться до технологічних застосувань.

Стадія розробки

Перелік матеріалів з природних речовин та збагачених ізотопів, що було використано для створення нейтронних фільтрів складається із наступного:

Природні елементи: Si, Al, V, Sc, S, Mn, Fe, B, Ti, Mg, Co, Ce, Rh, Cd, LiF.

Збагачені ізотопи: ⁵²Cr (99,3), ⁵⁴Fe (99,92), ⁵⁶Fe (99,5), ⁵⁷Fe (99,1), ⁵⁸Ni (99,3), ⁶⁰Ni (92,8–99,8), ⁶²Ni (98,04), ⁸⁰Se (99,2), ¹⁰B (85), ⁷Li (90).

Зараз на КДР три горизонтальні канали обладнані такими нейтронними фільтрами, а також експериментальними установками для точних вимірів нейтронних перерізів (повного, розсіяння та захвату). Крім цього, є можливості вивчати гамма-спектри захвату нейтронів з допомогою Ge-спектрометра високої роздільної здатності, а також кутові розподіли розсіяних нейтронів. Кожен з фільтрів без істотних труднощів можна видалити з каналу і замінити на інший з потрібною енергією. Процес створення нових фільтрів продовжується, зокрема для енергій до 1000 кеВ.

Контактна інформація

Інститут ядерних досліджень НАН України
Відділ нейтронної фізики
Проспект Науки, 47, Київ 03680, Україна
Олена Грицай
Тел.: 380 44 525 3987; Факс: 380 44 525 4463,
E-mail: ogritzay@kinr.kiev.ua

NEUTRON TUBES HTT-2, HTT-3

Description

The neutron tube HTT-2 is comprised of a cermet (glass-metal) body housing a Penning-type ion source with incandescent or cold cathode, a system of forming and accelerating electrodes, and a neutron-generating target. The distance between the active target surface and the tube face is 25 mm. In the glass-metal version this distance is 1 mm.

The neutron tube HTT-3 is made of cermet (glass-metal) body housing an orbitron ion source. A cylindrical neutron-generating target is arranged on the inner lateral surface of the tube body.

These tubes generate neutrons with an acceleration of mixed deuterium-tritium beams of energies up to 100–120 KeV, which bombard the neutron-generating target saturated with a deuterium-tritium mixture.

Innovative Aspects and Main Advantages

Main Characteristics	HTT-2	HTT-3
Max neutron yield, (n/s)	3×10 ⁸	2×10 ⁸
Max avg target current (mA)	0,4	0,5
Radiation pulse repetition frequency (kHz)	0.05–20	0.02–30
Min radiation pulse duration (μs)	5	3
Operating life (hr)	200	200
Overall dimensions (mm)		
Diameter (without magnet)	35	60
Length	250	300

The above neutron yield values were obtained at an accelerating voltage of 110 kV.

The recommended value of the magnetic field induction for the neutron tube HTT-2 is not less than 20 mT.

Areas of Application

These tubes are intended to generate neutrons at energies of 14 MeV. Such neutron generators are used for monitoring oil wells and ore holes, as well as in mobile or stationary neutron generators. Stage of Development: The neutron tubes NTG-2 and NTG-3 are at the stage of serial production. Note other types of neutron tubes are available as well.



Fig. 1. Neutron Tubes HTT-2, HTT-3

Contact Details

Institute for Nuclear Research of the National Academy of Sciences of Ukraine

Prospekt Nauky, 47, 03028 Kiev-28,

Dr. Nicolay Kolomiets

Telephone: (380-44) 525-23-49, 525-26-14

Fax: (380-44)525-44-63

E-mail: interdep@kinr.kiev.ua

НЕЙТРОННІ ТРУБКИ НТГ-2, НТГ-3

Огляд пропозиції

Нейтронна трубка НТГ-2 складається з металокерамічного (або металоскляного) корпусу, у якому розміщене пенінгівське іонне джерело з розжарюваним або холодним катодом, система формуючих і прискорювальних електродів і нейтроноутворююча мішень. Відстань від активної поверхні мішені до торця трубки становить 25 мм. У металоскляному варіанті ця відстань становить 1 мм.

Нейтронна трубка НТГ-3 складається з металокерамічного (або металоскляного) корпусу, у якому розміщене орбітронне іонне джерело. Циліндрична нейтроноутворююча мішень розташована на внутрішній бічній поверхні корпусу трубки.

Нейтронні трубки генерують нейтрони при прискоренні змішаних дейтерій-третієвих пучків до енергії 100–120 KeV і бомбардуванні ними нейтроноутворюючої мішені, насиченої сумішшю дейтерію й тритію.

Інноваційний аспект та основні переваги

Основні характеристики	НТГ-2	НТГ-3
Максимальний вихід нейтронів, н/с	3×108	2×108
Максимальний струм мішені, мА	0,4	0,5
Частота імпульсів випромінювання, кГц	0.05–20	0.02–30
Мінімальна тривалість імпульсу випромінювання, мкс	5	3
Ресурс, год	200	200
Габарити, мм		
діаметр (без магніту)	35	60
довжина	250	300

Наведені значення виходу нейтронів отримані при прискорювальній напрузі 110 кВ.

Значення індукції магнітного поля трубки НТГ-2, що рекомендується – не менш 20 мТл.

Галузь застосування

Призначені для генерування нейтронних потоків з енергією 14 MeV.

Можуть використатися в складі свердловинних генераторів нейтронів для каротажу нафтових і рудних



Рис. 1. Нейтронні трубки НТГ-2, НТГ-3

шпар, а також у складі пересувних або стаціонарних генераторів нейтронів.

Стадія розробки

На етапі розробки технологічної лінії для серійного випуску нейтронних трубок НТГ-2, НТГ-3, а також інших типів.

Контактна інформація

Інститут ядерних досліджень НАН України
Микола Коломієць
Україна, 03680, м. Київ, пр. Науки 47
Тел.: 525-23-49, 525-26-14
Факс: 525-44-63.
E-mail: interdep@kinr.kiev.ua

SEMICONDUCTOR DETECTORS FOR NUCLEAR RADIATION SPECTROMETRY

Description

Semiconductor detectors are among the most important devices employed for the spectral analysis of nuclear radiation, although the type of semiconductor detector to be used depends on the specific problem to be resolved. The Department of Radiation Physics at the Kyiv Institute for Nuclear Research has developed the following types of detectors:

1. Surface-barrier detectors of total absorption (E-detectors) based on high-ohmic silicon n- and p- type semiconductors for nuclear radiation spectrometry.
2. Charged-particle energy-loss (dE/dx) detectors used in telescopes for the determination charged particles masses in composite nuclear reactions.
3. Drift silicon-lithium detectors (Si (Li)-detectors) based on silicon compensated to lithium used for the spectral analysis of charged particles.

Innovative Aspect and Main Advantages

The developed semiconductor detectors will be for nuclear measurements in charged particle accelerators. These detectors are characterized by a high energy resolution and high sensitivity over a wide range of energies.

Areas of Application

The detectors will be utilized for the spectrometry of nuclear radiation.

Stage of Development

The detectors are developed are produced based on anticipated performance parameters different nuclear problems.

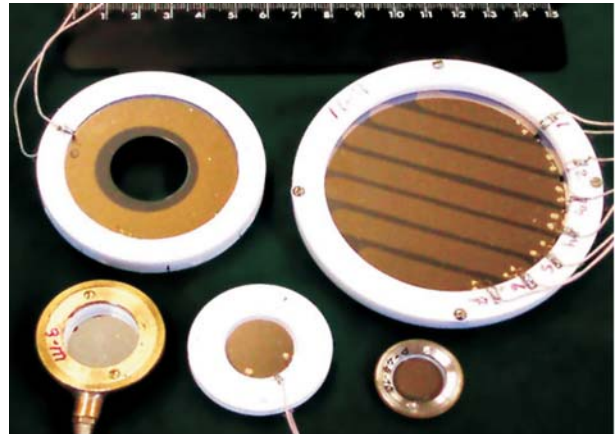


Fig. 1. KINR Semiconductor Detector Elements

Contact Details

Dr. Petro Lytovshenko
 Institute for Nuclear Research of the National Academy of Sciences of Ukraine
 Prospekt Nauki, 47, Kyiv, 03028, UKRAINE
Telephones: (380-44) 265-3744, (380-44) 525-5238;
Fax: (380-44) 525-4463
E-mail: plitov@kinr.kiev.ua

НАПІВПРОВІДНИКОВІ ДЕТЕКТОРИ ДЛЯ СПЕКТРОМЕТРІЇ ЯДЕРНИХ ВИПРОМІНЮВАНЬ

Огляд пропозиції

Напівпровідникові детектори займають одне з важливих місць серед приладів ядерної спектrometerії. У залежності від ядерно-фізичних задач використовуються детектори різних типів. У відділі радіаційної фізики розробляються і виготовляються детектори наступних типів:

1. Поверхнево-бар'єрні детектори повного поглинання (Е-детектори) на основі високоомного кремнію n- і р-типу провідності для спектrometerії ядерних випромінювань.
2. Детектори питомих втрат заряджених частинок (dE/dx-детектори) для роботи в телескопах для визначення спектра мас заряджених частинок, що беруть участь у складних ядерних реакціях.
3. Дрейфові кремній-літійові детектори (Si(Li)-детектори) на основі кремнію, компенсованого літієм, для спектrometerії заряджених частинок.

Інноваційний аспект та основні переваги:

Розроблювальні напівпровідникові детектори використовуються в ядерно-фізичних вимірах на прискорювачах заряджених частинок. Детектори мають високу енергетичну роздільну здатність, значні робочі площі і широкий інтервал товщини чутливої області.

Галузь застосування

Детектори використовуються для спектrometerії ядерних випромінювань.

Стадія розробки

Детектори розробляються і виготовляються з різними робочими параметрами для конкретних ядерно-фізичних задач.

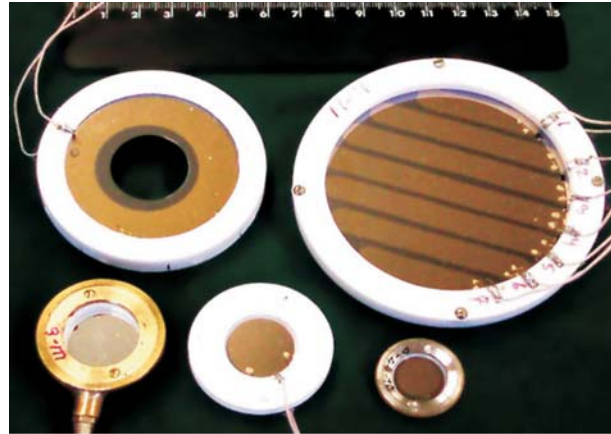


Рис. 1. Напівпровідникові детектори

Контактна інформація

Інститут ядерних досліджень НАН України
П. Г. Литовченко
Україна, 03680, м. Київ, пр. Науки, 47
Тел.: 525-23-49, 525-26-14
Факс: 525-44-63.
E-mail: plitov@kinr.kiev.ua

TRITIUM STATIC ELIMINATORS (TSET)

Description

Tritium sources for generating soft beta-radiation (BITr-M) are at the heart of the static eliminators developed by physicists at the Kyiv Institute for Nuclear Research. The sources themselves are comprised of a thin film (0,5 μm) of titanium metal impregnated with tritium deposited on molybdenum backing material. The working surface of the source is covered with a protective film made of either silicon monoxide or dioxide.

Tritium used in BITr-M is a pure beta-radiator which emits the lowest maximum energy (18,6 keV) among all known isotopes. It permits an essentially unlimited use of these static eliminators in production facilities without having to employ special radiation protection measures where, in some cases, there is no option other than the use of these static eliminators.

These static eliminators operate under the principle that air flowing past the working material is ionized by the beta radiation (electrons) which is then able to attract and neutralize latent charges (of opposite polarity) accumulated in the working environment. The ionization current produced by the BITr-M is $1,5 \cdot 10^{-8}$ A/cm².

Based on client needs, these eliminators may be constructed to match the specific working environment. In one example, the sources are set in proximity (1–3 cm) to electrifiable material while an ionization current is maintained due to the electrostatic charge. The required ionization current from the working surface is provided by the choice of BITr-M sources. As such, static eliminators may be produced to meet the specific needs of the client.

The static eliminator service life is no less than 8 year.

Innovative Aspect and Vain Advantages

- high efficiency and complete autonomy;
- compactness, simplicity and convenience in service;
- reliability and durability;
- operation of these eliminators is possible even in explosion and firehazard conditions;
- operate independently of power sources;
- may be used in a wide variety of industrial needs;
- inexpensive;
- ecological hazards are essentially nonexistent.

This product is designed to eliminate electrostatic charges that arise during the treatment of materials highly susceptible to electrification. As such, these eliminators help to reduce unforeseen outages and external interference in process such as material sealing, material crushing, photo-material exposure, etc., to increase worker safety by



Fig. 1. Tritium static Elimina Tors TSET

decreasing the probability of occurrence of fires and explosions connected to spark formation, and to minimize electrostatic field effects on workers and the working environment.

Areas of Application

These static eliminators may be employed in the chemical, textile, printing and other industries including the manufacture and treatment of film, sheet and powder materials which are susceptible to static electrification.

Stage of Development

Preparations are underway to create facilities for the serial production of the static eliminators in industries that work with dielectric and other static-susceptible materials.

Contact Details

Nicolay Kolomiets
 Institute for Nuclear Research of the National Academy of Sciences of Ukraine
 Prospekt Nauki, 47, Kyiv 03028, UKRAINE
Telephones: (380-44) 525-2349, (380-44) 525-2614
Fax: (380-44) 525-4463
E-mail: interdep@kinr.kiev.ua

НЕЙТРАЛІЗАТОРИ ТРИТІЄВІ СТАТИЧНОЇ ЕЛЕКТРИКИ НТСЭ

Огляд попозиції

Основним елементом розроблених нейтралізаторів є тритієві джерела м'якого бета-випромінювання (БИТр-М). Джерела являють собою тонку (порядку 0,5 мкм) плівку з титану, насиченого ізотопом водню – тритієм, що нанесена на підкладку з молібдену. Робоча поверхня джерела покрита захисною плівкою з монооксиду або двооксиду кремнію.

Використовуваний ізотоп тритій є чистий бета-випромінювач, що має саму низьку із всіх відомих ізотопів максимальну енергію бета-електронів (18,6 кеВ) і, відповідно, самий короткий максимальний їх пробіг (менш 6 мм у повітрі). Це дозволяє практично необмежено використовувати розроблені нейтралізатори у виробничих приміщеннях без вживання спеціальних заходів радіаційного захисту, і в ряді випадків такі нейтралізатори не мають альтернативи.

Нейтралізатор НТСЭ являє собою пенал, у який поміщені плати з укріпленими на них джерелами бета-випромінювання тритієвими типу БИТр-М по ТУ У 05540132.015-97, закритий запобіжною сіткою. Довжина нейтралізатора повинна відповідати ширині матеріалу, що переробляється.

Принцип дії нейтралізаторів полягає в іонізації повітря бета-електронами, випромінюваними джерелами, і наступній взаємодії зарядів наелектризованого матеріалу з утвореними іонами повітря протилежної полярності. Іонізаційний струм, створюваний БИТр-М, становить $1,5 \cdot 10^{-8}$ А/см².

Нейтралізатор встановлюють у безпосередній близькості від матеріалу, що електризується (1–3 м), а іонізаційний струм підтримується за рахунок поля електростатичного заряду.

Можуть бути розроблені нейтралізатори, що задовольняють спеціальним вимогам замовника.

Термін служби нейтралізаторів становить не менш 8 років.

Інноваційний аспект та основні переваги

- висока ефективність і повна автономність;
- компактність, простота й зручність в експлуатації;
- надійність і довговічність;
- можливість експлуатації у вибухонебезпечних й пожежонебезпечних умовах;
- відсутність необхідності в джерелах живлення;
- широкий спектр областей застосування;
- низькі витрати й екологічна чистота.

Призначені для усунення прояву електростатичних зарядів, які виникають при переробці матеріалів,



Рис. 1. Нейтралізатори тритієві статичної електрики типу НТСЭ

що сильно електризуються. Застосування нейтралізаторів дозволяє виключити порушення технологічного процесу (залипання матеріалів, їх распушування, засвітлювання фотоматеріалів і т. п.) і підвищити безпеку праці (виключити пов'язану з іскроутворенням можливість пожеж і вибухів, знизити до безпечних рівнів величину електростатичних полів і т. п.)

Галузь застосування

Нейтралізатори застосовуються в хімічній, текстильній, поліграфічній й іншій галузях промисловості, що виготовляють і переробляють плівкові й листові матеріали, які електризуються в процесі технологічного циклу.

Стадія розробки

На етапі створення технологічної лінії для серійного випуску радіоізотопних нейтралізаторів статичної електрики для впровадження у виробництво полімерних та інших діелектричних матеріалів.

Контактна інформація

Інститут ядерних досліджень НАН України
Микола Коломієць
Україна, 03680, м. Київ, пр. Науки 47
Тел.: 525-23-49, 525-26-14; Факс: 525-44-63
E-mail: interdep@kinr.kiev.ua

TRITIUM-CONTAINING TARGETS FOR NEUTRON GENERATORS

Description

These targets are intended for generating neutron fluxes with energies of up to 14 MeV for the $d(T, n)$ reaction and 25 MeV for the $d(D, n)$ reaction. These targets provide stable neutron fluxes of the required intensity. The designed lifetimes compare favorably with the best in the world.

Innovative Aspect and Main Advantages

Neutron flux (n/s)	108 to 1013
Target diameter (mm)	11.6 to 432
Substrates	Cu, Mo
${}^1_1\text{T}^3$ and ${}^1_2\text{D}^2$ sorbents	Ti, Zr, SC
Mass surface density of sorbents (mg/cm^2)	0,5 to 3
${}^1_1\text{T}^3$ and ${}^1_2\text{D}^2$ atoms per sorbent atom	1,5
Number of standardized sizes	10

Modification of the target at the request of the client is possible.

Areas of Application

They Are Intended for use in booster of the particles.

Stage of Development

First Stage: a technical process has been established for the serial production of Tritium-containing targets for neutron generators.



Fig. 1. Tritium-Containing Targets for Neutron Generators

Contact Details

Institute for Nuclear Research of the National Academy of Sciences of Ukraine
 Prospekt Nauky, 47, 03028, Kiev-28
Telephone: (380-44) 525-23-49, 525-26-14
Fax: (380-44)525-44-63
E-mail: interdep@kinr.kiev.ua

МІШЕНІ ДЛЯ НЕЙТРОННИХ ГЕНЕРАТОРІВ, ЩО МІСТЯТЬ ТРИТІЙ

Огляд попозції

Мішені дозволяють одержувати стабільні в часі нейтронні потоки необхідної інтенсивності.

Ресурс роботи мішеней – на рівні, досягнутому кращими світовими виробниками.

Інноваційний аспект та основні переваги

Потік нейтронів, нейтрон/с	108–1013
Діаметр мішені, мм	11,6–432
Матеріал підкладок	мідь, молібден титан, цирконій, скандій
Сорбенти тритію й дейтерію	
Масова поверхнева густина сорбентів, мг/см ²	0,5–3
Число атомів тритію (дейтерію) на атом сорбенту	1,5
Кількість стандартних типорозмірів	10

Можливе виготовлення модифікацій мішеней за бажанням замовника.

Галузь застосування

Мішені призначені для одержання нейтронних потоків з енергією 14 MeV для (*N, n*) реакції й 2,5 MeV для (*D, n*) реакції.

Стадія розробки

На етапі створення технологічної лінії для серійного випуску мішеней, що містять тритій для нейтронних генераторів.



Рис. 1. Мішені, що містять тритій для нейтронних генераторів

Контактна інформація

Інститут ядерних досліджень НАН України
Микола Коломієць
Україна, 03680, м. Київ, пр. Науки 47
Тел.: 525-23-49, 525-26-14
Факс: 525-44-63.
E-mail: interdep@kinr.kiev.ua