

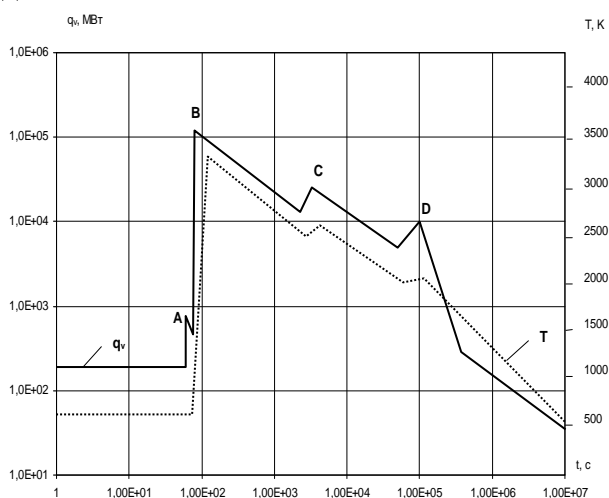
Відновлення теплофізичних процесів у зруйнованому реакторі при аварії на ЧАЕС

С.І. Азаров¹, В.Л. Сидоренко², С.А. Єременко²

¹ Інститут ядерних досліджень НАН України

² Інститут державного управління у сфері цивільного захисту НУЦЗ України

Масштаби Чорнобильської катастрофи обумовили необхідність достовірної оцінки умов протікання аварійних процесів у зруйнованому 4-му блоці ЧАЕС. За минулі 25 років зусилля науковців були спрямовані на вивчення нейтронно-фізичних, фізико-хімічних і динамічних (ударних, імпульсних) впливів, що відбувалися в реакторній установці при аварії. Такими дослідженнями займалися у Росії (Інститут атомної енергії ім. І Курчатова "ИАЭ", "НИКИЭТ", "ВНИПИЭТ", "ВНИАЭС"); Білорусії (Інститут ядерної енергетики АН БРСР); США (комп'ютерні програми RELAP5/MOD2, SCDAP/MODI); Німеччині (коди ATLET; SAS2; UHB/DRIGEN-S); Японії (коди EUREKA-2, SRAK, WIMS-ATR); Іспанії (коди TIMEX, COBRA-IV, GARCON-THERMAL). Однак, кількість наукових робіт, пов'язаних з вивченням зміни тепловиділення і температур у зруйнованому реакторі протягом декількох діб протікання аварії, доволі обмежена і вони носять суперечливий характер. В той же час знання цих теплофізичних параметрів дозволить змодельовати умови виникнення лавообразних паливоутримуючих мас, їх переміщення у просторі і часі, визначити поведінку будівельних конструкцій при вогневому і вибуховому впливі та оцінити їх надійність і довговічність.



На рисунку наведені результати розрахунку зміни тепловиділення і середньооб'ємної температури у зруйнованій активній зоні ядерного реактора РВПК-1000. Моделювалися теплодинамічні процеси, що відбувалися у зруйнованому реакторі при початковій фазі аварії. З графіку видно, що перший сплеск потужності (точка А) після натискання кнопки АЗ-5 відбувся на 30 секунді і викликав незначне ушкодження палива, що призвело до витікання теплоносія, швидкому зростанню локального тиску до 4 МПа у верхній частині технологічних каналів.

Підвищення тиску призвело до закриття зворотних клапанів, які управляють подачею теплоносія в активну зону, та до росту об'ємного паровмісту в нижній частині технологічних каналів, що стало причиною другого сплеску потужності (точка В) через позитивний паровий коефіцієнт реактивності. У результаті появи сумарної позитивної реактивності потужність реактора збільшилася з 600 до $1,1 \cdot 10^5$ МВт. З ростом тиску швидкість утворення пара сповільнилася внаслідок появи негативної реактивності за рахунок ефекту Доплера (розширення резонансних перетинів поглинання нейтронів), обумовленої ростом температури палива й ефектом Вігнера. У результаті цього залишкове тепловиділення в активній зоні реактора почалося зменшуватися. На 20-тій хвилині (точка С) почався процес "окислювання" і "горіння" графітової кладки після надходження повітря в ушкоджену активну зону реактора. На 2-гу годину після аварії (точка D) почалася екзотермічна хімічна реакція і повільне горіння водню.

Таким чином, проведений сценарій зміни тепловиділення і середньооб'ємної температури усередині зруйнованого 4-го реактора ЧАЕС був проведений з урахуванням джерел тепловиділення різної динамічної природи і може доповнити існуючі комп'ютерні програми з моделювання теплофізичних процесів при тяжких радіаційних аваріях.

Дослідження можливостей трансмутації радіоактивних відходів в двохзонній електроядерній системі керованій потужним нейтронним генератором

В.О. Бабенко¹, В.І. Гулік², В.М. Павлович²

¹Інститут теоретичної фізики НАН України

²Інститут ядерних досліджень НАН України

Подальший розвиток ядерної енергетики у значній мірі залежить від прийнятного вирішення проблеми радіоактивних відходів. Кількість твердих радіоактивних відходів від однієї АЕС потужністю 1 ГВт по різним даним коливається від 200 до 400 мЗ/рік.

Для скорочення кількості радіоактивних відходів останнім часом інтенсивно обговорюється можливість використання процесу трансмутації. Ядерна трансмутація це перетворення одного хімічного елемента або ізотопу в інший, і це перетворення здійснюється внаслідок ядерних реакцій. Природна трансмутація відбувається, коли радіоактивні елементи спонтанно розпадаються протягом тривалого періоду часу, і переходять в інші, більш стабільні елементи. У більшості випадків штучна трансмутація відбувається в установках, що має досить енергії для зміни ядерної структури елементів.

Використання ядерної трансмутації в підкритичному реакторі, керованому зовнішнім джерелом відходів, можна розглядати як привабливу ідею, котра дозволяє вирішити проблему радіоактивних відходів. Для виконання цієї ідеї необхідно розробити спосіб отримання фракцій мінорних актинідів та довгоживучих продуктів поділу з високоактивних відходів та мати в наявності високопоточний реактор та ефективне зовнішнє джерело нейтронів.

В даній роботі представлено спрощену модель двохзонного підкритичного ядерного реактора, керованого потужним нейтронним генератором. Також проведено моделювання процесів трансмутації мінорних актинідів та найбільш небезпечних продуктів поділу в обох зонах такого реактору.

Контроль потужності реактора ВВР-М по гамма-випромінюванню азоту-16

А.М. Берлізов, І.А. Малиук, О.Ф. Рудик, В.І. Слісенко, В.В. Тришин

Інститут ядерних досліджень НАН України

Розроблено науково-технічні засади автоматизованої спектрометричної системи контролю радіаційного стану активної зони і теплової потужності реактора ВВР-М по активності ^{16}N , а саме: змонтовано та налагоджено в технологічних приміщеннях дослідницького реактора ВВР-М стаціонарну байпасну лінію для транспортування теплоносія першого контуру до вимірювальної ділянки; змонтовано та налагоджено пілотну установку для безперервного вимірювання гамма-спектрів теплоносія першого контуру в діапазоні енергій від 50 KeV до 8000 KeV; досліджено функціональну залежність інтенсивності зареєстрованих гамма-квантів ^{16}N від теплової потужності реактора;

Показана можливість оперативної оцінки величини теплової потужності реактора радіаційним методом по ^{16}N в діапазоні значень від початку ланцюгової реакції до номінальної.

Впровадження подібної системи дозволить оперативно контролювати теплову потужність та радіаційний стан активної зони в стаціонарних і перехідних режимах експлуатації реактора, що підвищить технічний рівень експлуатації та безпеки реактора ВВР-М, а також напрацювати досвід, необхідний для створення та впровадження подібних спектрометричних систем на енергетичних реакторах АЕС України.

Визначення маси та ізотопного складу ядерних матеріалів у зразках плутонію та високозбагаченого урану

А.М. Берлізов, І.А. Малиук, О.Ф. Рудик, В.В. Тришин

Інститут ядерних досліджень НАН України

У відповідності до міжнародної домовленості між США, Україною та Російською Федерацією про передачу до Росії ядерних матеріалів, що вміщують плутоній та високозбагачений уран, Інститут ядерних досліджень НАНУ до кінця 2010-го року виконав свою частину зобов'язань.

Умовами контракту передбачалося експериментальне підтвердження характеристик матеріалів, які не мали достовірних документів (паспортів), а лише рукописні виписки з них. Це стосувалось частини матеріалів, що містили уран-235 (90 % збагачення), уран-233 (99 % збагачення) та плутоній.

Якщо для вимірювання ізотопного складу урану і плутонію розроблені сучасні гамма-спектрометричні комплекси із стандартизованими методиками і програмним забезпеченням, то визначення абсолютної кількості урану-233,235 і плутонію без порушення цілісності зразків є досить непростю задачею і потребує нестандартного підходу практично для кожного зразка. Ця задача була вирішена за допомогою комбінування методів гамма-спектрометрії високої роздільної здатності та математичного моделювання.

Врахування вигорання ядерного палива при обґрунтуванні ядерної безпеки систем зберігання відпрацьованого ядерного палива

В.В. Гальченко, В.В.Соловійов, Городнича О.В.

Національний технічний університет України «КПІ»

Традиційний підхід до аналізу критичності систем, що містять відпрацьоване ядерне паливо (ВЯП), зазвичай базується на тому, що паливо не опромінене – тобто його ізотопний склад відповідає «свіжому» паливу. Виходячи з вимог нормативних документів з забезпечення під критичності системи зберігання та транспортування, об'єми ВЯП, що транспортуються та зберігаються значно занижено за своїми можливостями. А це, в свою чергу, призводить до здорожчання процедури транспортування та зберігання ВЯП.

В роботі проведено аналіз врахування актиноїдного кредиту вигорання для обґрунтування ядерної безпеки систем з відпрацьованим ядерним паливом РВПК та ВВЕР. Проаналізовано достатньо великий спектр факторів, які впливають на поведінку критичності системи, та запропоновано методикау врахування актиноїдного кредиту вигорання.

МАТЕМАТИЧНІ ЗАСАДИ ДОДАТКОВОЇ ПРОГРАМИ ЗРАЗКІВ-СВІДКІВ МЕТАЛА КОРПУСУ ВВЕР-1000

В. Л. Демьохін, В. В. Илькович, В. М. Буканов

Інститут ядерних досліджень НАН України

МАТЕМАТИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ ДОПОЛНИТЕЛЬНОЙ ПРОГРАММЫ ОБРАЗЦОВ-СВИДЕТЕЛЕЙ МЕТАЛЛА КОРПУСА ВВЭР-1000

В. Л. Демехин, В. В. Илькович, В. Н. Буканов

Інститут ядерних досліджень НАН України

Обязательным условием безопасной эксплуатации ядерной энергетической установки с реактором корпусного типа является сохранение целостности корпуса реактора (КР) при нормальных условиях эксплуатации, нарушении нормальных условий эксплуатации и при любых проектных авариях. Обеспечение этого условия требует контроля состояния металла корпуса в течение всего срока его службы.

Анализ результатов испытаний образцов-свидетелей (ОС) металлов корпусов ВВЭР-1000 и мониторинга радиационной нагрузки КР показывают возможность продления сроков эксплуатации корпусов сверх установленных проектом. Однако штатная программа ОС не обеспечивает необходимое материаловедческое сопровождение эксплуатации КР в сверхпроектный период.

Одной из возможных реализаций дополнительной программы ОС, которая согласно требованиям "Типовой программы контроля свойств металла корпусов реакторов ВВЭР-1000 по образцам-свидетелям" № ПМ-Т.0.03.120-08 должна обеспечить контроль состояния металла корпусов ВВЭР-1000 в сверхпроектный период, является схема модернизации штатных одноярусных комплектов путем переноса контейнеров с ОС с верхнего яруса на нижний с одновременным поворотом всей контейнерной сборки на 180°.

В данной работе на основании комплексного анализа условий облучения ОС и КР дано математическое обоснование указанной схемы. Доказано, что ее реализация позволит обеспечить как опережающее облучение ОС по отношению к КР, так и выравнивание флюенсов, накопленных ОС одной сборки. Это даст возможность получить представительные прогнозные оценки состояния металла корпуса ВВЭР-1000 в течение длительной эксплуатации, включая возможное продление срока службы до 60 лет и более.

Приводится математическое обоснование и ориентировочный расчет сроков выгрузки штатных комплектов ОС для модернизации и модернизированных – для испытаний.

Аналіз можливості використання CdZnTe-детекторів в системах радіаційного контролю АЕС

Л.Л. Кальнев, О.В. Маслоу, В.О. Рау, Р.Ю. Харченко

Одеський національний політехнічний університет

Статистично достовірний контроль стану таких бар'єрів безпеки, як герметичне огороження і біологічний захист, передбачає проведення контролю на великій площі. Необхідний обсяг контролю може бути забезпечено при вимірюваннях потужності еквівалентної дози γ -випромінювання (ПЕД). Контроль ПЕД на АЕС зараз проводиться системами радіаційного контролю (СРК). Однак метрологічні і експлуатаційні показники блоків, що перебувають в експлуатації, не відповідають сучасним вимогам раннього виявлення порушення захисних властивостей бар'єрів безпеки і прогнозування їхнього стану, зокрема, не дозволяють вимірювати ПЕД для енергій менших 50 кеВ. Це є порушенням вимог Державних стандартів.

Істотного прогресу у напрямку поліпшення метрологічних і експлуатаційних характеристик детекторів можна досягнути тільки на основі застосування нових матеріалів, зокрема, широкозонних напівпровідників, таких як CdZnTe. У більшості випадків використання CdZnTe-детекторів має переваги у порівнянні із традиційними детекторами. Наприклад, застосування CdZnTe дозволяє реєструвати γ -випромінювання меншої енергії – близько 10 кеВ, у відмінність від детекторів на основі Si (вимірювання ПЕД для енергій вище 50...60 кеВ), без застосування якогонебудь додаткового охолодження. Іншою перевагою CdZnTe-детекторів є істотно вища ефективність реєстрації γ -випромінювання, обумовлена високим атомним номером. За рахунок цього ефективність реєстрації CdZnTe-детектора з розмірами 5x5x2 мм³ на кілька порядків перевищує ефективність реєстрації повітряної іонізаційної камери обсягом 30 см³. З іншої, сторони незначні розміри і висока густина визначають застосування CdZnTe-детекторів для вимірювання фантомних дозиметричних величин, у той час як повітряні іонізаційні камери, у першу чергу, використовуються для визначення базисних дозиметричних величин.

Традиційне використання напівпровідникових детекторів для вимірювання потужності дози передбачає їхнє включення в режимі іонізаційної камери, при цьому потужність дози пропорційна силі струму. Включення CdZnTe-детектора в струмовому режимі висуває високі вимоги до якості вихідного матеріалу, характеристикам контактів й обробці поверхні кристала для зниження власних "шумів". Включення CdZnTe-детектора в режимі роботи імпульсної пропорційної іонізаційної камери, коли потужність дози визначається по швидкості рахунку і амплітуді одиничних імпульсів, що виникають при реєстрації γ -випромінювання, дозволяє істотно підвищити чутливість детектора, розширити динамічний діапазон значень потужності дози, яка реєструється від фонових значень, до значень обумовлених аварійними режимами роботи реакторної установки. Показано, що включення детектора в "імпульсному" режимі дозволяє підвищити чутливість в $\sim 2,80 \cdot 10^5$ рази за інших рівних умов та характеристиках кристалів.

Крім того, застосування "імпульсного" режиму включення детектора дозволяє практично реалізувати компенсацію енергетичної залежності чутливості детектора (ЕЗЧ). Розроблено блок детектування БДМГ-СЗТ із цифровим коректуванням ЕЗЧ. При цьому похибка, обумовлена ЕЗЧ, становить 7 %. Експериментально визначена максимальна потужність дози, при якій є практична можливість реалізувати зазначений алгоритм корекції з додатковою похибкою 10 % склала 1 Зв/годину.

ВПЛИВ ЗВОРОТНОГО ЗВ'ЯЗКУ НА ШВИДКІСТЬ ХВИЛІ В РЕАКТОРІ НА ХВИЛІ ЯДЕРНОГО ГОРІННЯ

В.М. Павлович¹, О.М. Хотяїнцева², В.М. Хотяїнцев³

^{1,2}Інститут ядерних досліджень НАН України,

³Київський національний університет ім. Тараса Шевченка

Мета цієї роботи – з'ясувати, як впливає на швидкість хвилі ядерного горіння зворотний зв'язок по потужності реактора. Зворотний зв'язок вважається миттєвим і квадратичним за потоком. Досліджуються властивості стаціонарної хвилі, що розповсюджується в середовищі із ^{238}U . Реактор вважається необмеженим по довжині.

Як і за відсутності зворотного зв'язку, при збільшенні ефективної концентрації поглинача p швидкість хвилі W (а отже, і потужність реактора) спадає лінійно $W = (p_0 - p)/b$, поки не починає проявлятися вплив розпаду ^{241}Pu . Показано, що поряд з іншими процесами, у тому числі вигоранням ^{239}Np , зворотний зв'язок дає адитивний вклад у кутовий коефіцієнт швидкісної характеристики b , пропорційний коефіцієнту зворотного зв'язку γ . Величина γ залежить від складу реактора, виду охолоджувача та ін. Лінійність втрачається при додатних $\gamma > 10^{-19} \text{ см}^2\text{с}$, коли швидкість хвилі уже не можна вважати малою, і теорія збурень в лінійному наближенні за швидкістю не застосовна. При значенні $\gamma = -5 \cdot 10^{-19}$ вплив зворотного зв'язку на швидкісну характеристику є порівняним із впливом проміжного нукліда ^{239}Np . При більших (за модулем) значеннях γ саме механізм зворотного зв'язку має вирішальний вплив на швидкість хвилі. В роботі показано, що зворотний зв'язок приводить до зменшення швидкості хвилі, а в області завороту, зумовленого розпадом ^{241}Pu , швидкісна характеристика зміщується ліворуч, область існування хвилі по концентрації поглинача звужується.

Управління ресурсом оболонок твєлів у змінному режимі навантаження ВВЕР-1000

С.М. Пєлєх, М.В. Максимов, Р.Л. Гонтар, Т.О. Цисільська
Одеський національний політехнічний університет

Управление ресурсом оболочек твєлов в переменном режиме нагружения ВВЭР-1000

С.Н. Пєлєх, М.В. Максимов, Р.Л. Гонтарь, Т.А. Цисельская
Одесский национальный политехнический университет

Учитывая различие между аксиальными сегментами и ТВС ВВЭР-1000 в величинах стационарной мощности, скачка мощности в переменном режиме, а также учитывая размещение ОР в АКЗ и историю перемещений ТВС по АКЗ в ходе четырехлетней кампании, для метода суточного маневрирования получено, что максимально опасным с точки зрения разрушения оболочки по механизму накопления повреждений за счет ползучести является шестой (считая от низа АКЗ, при условии разбиения длины твэла на восемь равных аксиальных сегментов) аксиальный сегмент, расположенный между координатами $z = 2,19$ м и $z = 2,63$ м.

В зависимости от скорости коррозии циркуляционной оболочки, время наступления стадии ускоренного роста ползучести оболочки в переменном режиме суточного маневрирования мощностью ВВЭР-1000 существенно меняется, что может приводить к вырождению стадии ускоренного роста ползучести и дает возможность на протяжении четырех и более календарных лет оставаться в пределах стадии установившейся ползучести (с величинами эквивалентной деформации ползучести $\approx 1-2$ %).

Аксиальное распределение нейтронного поля в активной зоне ВВЭР-1000 при маневрировании мощностью РУ можно значительно стабилизировать путем выбора наилучшего температурного режима теплоносителя. Задавая максимальное расхождение графиков мгновенного и равновесного офсетов в ходе маневрирования ≈ 2 %, амплитуда необходимого для стабилизации аксиального офсета перемещения регулирующей группы СУЗ при маневрировании мощностью РУ по методу с постоянной входной температурой теплоносителя составляет ≈ 4 %, тогда как при маневрировании мощностью по методу с постоянной средней температурой теплоносителя, при прочих равных условиях, амплитуда требуемого перемещения регулирующей группы составляет ≈ 6 %. При маневрировании мощностью ВВЭР-1000 по методу с постоянной средней температурой теплоносителя средний (по всем твэлам) параметр повреждения оболочки после 500 суточных циклов нагружения РУ для наиболее нагруженного шестого аксиального сегмента на 8,7 % больше, чем для метода регулирования с постоянной входной температурой теплоносителя, при условии равной стабильности аксиального поля энерговыделения.

При нормальных условиях эксплуатации РУ скорость коррозии оболочек твэлов определяется проектными характеристиками материала оболочек и теплоносителя, и мало зависит от режима переменного нагружения РУ, а также от интенсивности использования борной кислоты в качестве средства регулирования мощности РУ, поэтому управлять ресурсом оболочек твэлов в переменном режиме нагружения ВВЭР-1000, при нормальных условиях эксплуатации, следует за счет оптимизации температурного режима теплоносителя и схемы перестановок ТВС по АКЗ реактора в ходе кампании.

Вплив геометричних параметрів елементів конструкції реактора ВВЕР-1000 на умови опромінювання внутрішньокорпусних пристроїв

О.М. Пугач, В.М. Буканов, В.Л. Демьохін, С.М. Пугач

Влияние геометрических параметров элементов конструкции реактора ВВЭР-1000 на условия облучения внутрикорпусных устройств

А.М. Пугач, В.Н. Буканов, В.Л. Демехин, С.М. Пугач

Неопределенности расчетных значений функционалов нейтронного потока зависят от неопределенности входных параметров, задаваемых в транспортной программе пакета MСРV перед выполнением расчетов переноса нейтронов. Так, значения геометрических параметров, описывающие конструкционные элементы реакторной установки, задаются согласно конструкторской документации и, в силу наличия допусков на изготовление этих элементов, не соответствуют реальным.

Очевидно, что различные конструкционные элементы реакторной установки не одинаково влияют на формирование нейтронного потока, воздействующего на внутрикорпусные устройства. Поэтому был проведен анализ конструкторской документации и результатов расчетов переноса нейтронов с целью выбора критичных геометрических параметров, т.е. тех, изменения значений которых в пределах допусков может оказывать наибольшее влияние на результаты расчетов. Было выявлено, что исходя из физических принципов распространения нейтронов в околоректорном пространстве реактора, к таким геометрическим параметрам в первую очередь можно отнести те, которые задают основные габариты выгородки и шахты внутрикорпусной в направлении градиента нейтронного потока на корпус.

В работе представлены результаты анализа чувствительности функционалов нейтронного потока к неопределенности основных размеров выгородки и шахты внутрикорпусной.

Дослідження процесів початку кипіння недогрітої до температури насичення рідини в приреакторному басейні витримки відпрацьованого ядерного палива АЕС з ВВЕР.

В.О. Чорнобай, В.В. Гальченко

Національний технічний університет України «КПІ»

Исследования процессов начала кипения недогретой до температуры насыщения жидкости в приреакторном бассейне выдержки отработавшего ядерного топлива АЭС с ВВЭР.

В.А. Чернобай, В.В. Гальченко

Национальный технический университет Украины «КПИ»

Феномен пузырькового кипения очень сложен для теоретического описания и представляет множество загадок. Количество экспериментальных исследований по началу кипения в условиях свободного движения весьма ограничено. Большинство работ по началу кипения недогретых жидкостей выполнено при больших скоростях их вынужденного движения в трубах и каналах. А влияние появления тонкой паровой пленки на поверхности твэл при этих условиях, на критичность системы, практически не изучено.

Исследования процессов начала кипения недогретой жидкости и влияние данного феномена на критичность системы становится особенно актуальным в свете работ, проводимых на АЭС Украины, по уплотнению приреакторных бассейнов выдержки.

В работе приводится обзорная информация характеристикам и исследованиям процессов начала кипения недогретой жидкости и некоторые результаты расчетов критичности с использованием метода Монте-Карло.

ВЗАЄМОДІЯ НЕЙТРОНІВ З РЕЧОВИНОЮ ПРИ ВИСОКІЙ ЩІЛЬНОСТІ ВЗАЄМОДІЙ

Ю.Г. Щепкін, В.І. Слісенко, Є.О. Павленко, Т.О. Костюк

Інститут ядерних досліджень НАН України

ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ НЕЙТРОНОВ С ВЕЩЕСТВОМ ПРИ ВЫСОКОЙ ПЛОТНОСТИ ВЗАИМОДЕЙСТВИЙ

Ю.Г. Щепкин, В.И. Слисенко, Е.А. Павленко, Т.А. Костюк

Институт ядерных исследований НАН Украины

Проведены исследования взаимодействия нейтронов с веществом при плотности взаимодействий до $\sim 4,4 \cdot 10^{11} \text{ см}^{-3} \text{ с}^{-1}$. Цель исследований состояла в определении возможной корреляции вероятности взаимодействия нейтронов с веществом с плотностью взаимодействий.

Проявление такой корреляции нельзя исключить, если допустить образование в результате взаимодействия нейтронов с веществом состояний с аномально большими значениями таких параметров, как нейтронное сечение и приведенная вероятность перехода.

Разработана методика для выявления предполагаемой корреляции, основанная на сравнении результатов измерений пропускания нейтронов через пару образцов различных веществ, одновременно помещаемых на пучке, при изменении очередности прохождения нейтронов через образцы пары.

Результаты измерений для пары $^{235}\text{U}, \text{Cd}$ показали наличие асимметрии пропускания при инверсии образцов пары, равной $(2,54 \pm 0,29) \cdot 10^{-4}$, что не противоречит предположению о наличии корреляции актов взаимодействий. Установлено, что корреляция связана с актами деления ^{235}U . Соответствующее относительное изменение эффективного нейтронного сечения ^{235}U , составляет $\sim 2,4 \cdot 10^{-4}$. Анализ результатов измерений показывает, что обнаруженную корреляцию можно трактовать как следствие образования в ^{235}U возбужденных состояний с энергией $\sim 0,17 \text{ эВ}$ и аномальными параметрами.

Получены соотношения, связывающие асимметрию пропускания, корреляционное сечение, плотность взаимодействий и параметры гипотетических состояний, образующихся при взаимодействии нейтронов с исследуемым веществом.