

На рисунке 1 представлен график зависимости ядерной концентрации урана-233 от глубины выгорания  $V$ , при разной жесткости спектра нейтронов ( $\gamma = 39, 88$ . молибдена-99).

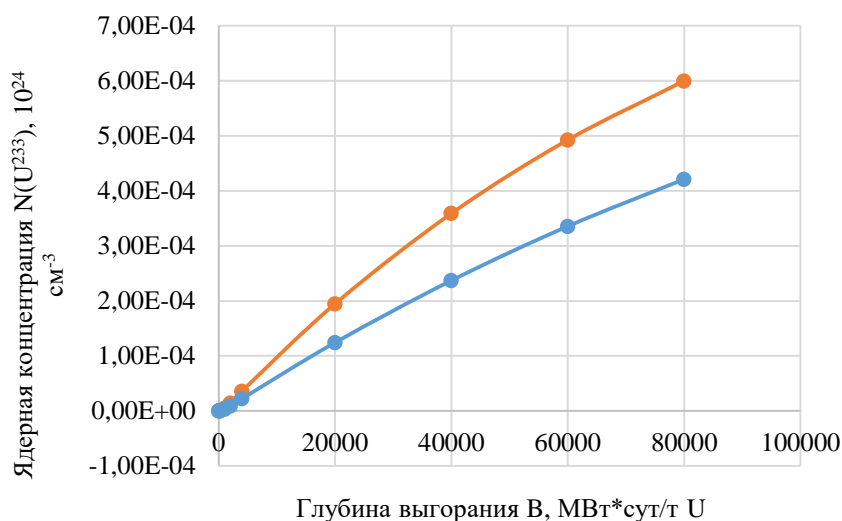


Рисунок 1. Зависимости накопления урана-233 от глубины выгорания  $V$ , при разной жесткости спектра нейтронов:  $\gamma = 88$ ,  $\gamma = 39$

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бойко В.И., Силаев М.Е. Ядерная энергия, ядерный топливный цикл и прикладные ядерные технологии: учебное пособие. 2011. – 282с.
2. Бекман И.Н. Торий. Учеб. пособие. М.: Московский государственный университет им. М. В. Ломоносова, 2010.

## МЕТОДИКА ВЫЯВЛЕНИЯ ПОТЕНЦИАЛЬНО НЕНАДЕЖНЫХ УЧАСТКОВ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ ВВЭР

А.С. Бусыгин, И.И. Лебедев, А.Г. Наймушин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: asbu26@gmail.com

В настоящее время уделяется большое внимание безопасности энергетических ядерных установок. Очевидно, что это связано с несколькими инцидентами, в том числе двумя серьёзными авариями (АЭС Фукусима-1 и Чернобыльской АЭС), получившими седьмой уровень по шкале INES.

Поскольку практически все аварии являлись следствием наложения нескольких маловероятных факторов, очевидным является стремление снизить вероятность возникновения инициирующего события. Основным методом оценки безопасности ядерных объектов является вероятностный анализ[1].

На основе вероятностного анализа безопасности АЭС была разработана методика выявления потенциально ненадёжных участков системы безопасности, рабочие функции которых направлены на предотвращение аварии при выходе из строя оборудования первого контура ВВЭР. Методика состоит из пяти последовательных этапов.

На первом этапе определяется инициирующее событие (выход из строя оборудования первого контура), для устранения которого предназначена система безопасности первого контура ВВЭР. Затем исследуются состав, принцип и порядок работы каждого участка системы при предотвращении аварии. На

третьем этапе проводится анализ отказа каждого участка системы и последствий отказа. На четвёртом этапе строится логическое дерево отказов на основе проведённого анализа. На последнем этапе рассчитываются вероятности отказов участков системы с привлечением специальных программных комплексов. В настоящей работе использовалась программа PSA (Probabilistic Safety Assessment).

Разработанная методика позволяет проводить исследования систем безопасности первого контура ВВЭР с целью разработки проектов их модернизации. [2-4].

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бахметьев А.М., Былов И.А. К вопросу о системном исследовании безопасности ядерных установок с использованием вероятностных методов // Изв. вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – №1.
2. Основные рекомендации к вероятностному анализу безопасности уровня 2 атомных станций с реакторами типа ВВЭР РБ-044-09. – М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2009.
3. Положение об основных рекомендациях к разработке вероятностного анализа безопасности уровня 1 для внутренних иницирующих событий для всех режимов работы энергоблока атомной станции РБ-024-11. – М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2011
4. Бусыгин А.С. Разработка проекта модернизации потенциально ненадежных участков безопасности и контроля ЯЭУ // Сборник тезисов и докладов VI Школы-конференции молодых атомщиков Сибири. – Томск.: Изд. СТИ НИЯУ МИФИ, 2015. – 80 с.

#### ПОДГОТОВКА РЕАКТОРНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ИЗУЧЕНИЮ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

В.А. Витюк, А.Д. Вурим, В.М. Котов, Г.А. Витюк, Д.С. Иданова

Филиал «Институт атомной энергии» РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан»,

Казахстан, г. Курчатов, ул. Красноармейская, 10, 071100

E-mail: [vityuk@nnc.kz](mailto:vityuk@nnc.kz)

В настоящее время мировым научным сообществом прилагаются большие усилия по активизации исследований и разработок в области концепций усовершенствованных реакторов на быстрых нейтронах с целью улучшения их надежности и безопасности. В этом контексте работы по экспериментальному моделированию тяжелых аварий, направленные на разработку методов смягчения их последствий, являются важным вкладом в повышение безопасности и ускорение темпов эволюционного развития быстрой атомной энергетики.

Испытания реакторного топлива в исследовательских реакторах являются прямым и наиболее представительным способом получения экспериментальных данных о его поведении в переходных и аварийных режимах работы. Одним из наиболее востребованных для проведения такого рода испытаний является импульсный графитовый реактор (ИГР) [1], технические характеристики которого обеспечивают возможность моделирования тяжелых аварий в широком диапазоне основных определяющих величин, таких как флюенс тепловых нейтронов (до  $1016 \text{ н/см}^2$ ) и максимальная плотность потока тепловых нейтронов (до  $1017 \text{ н/(см}^2 \cdot \text{с)}$ ).

С середины 1990-х годов на реакторе ИГР проводятся эксперименты по исследованию процессов, сопровождающих тяжелую аварию ядерного реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. В рамках программы реализована серия экспериментов по изучению закономерностей плавления и перемещения расплава активной зоны реактора, его взаимодействия с элементами конструкционных материалов и теплоносителем. В настоящее время осуществляется подготовка программы экспериментов по исследованию