

ОДЕССКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ
УНИВЕРСИТЕТ

На правах рукописи

Глыгало Валерий Николаевич

В.С. Глыгало

СОЗДАНИЕ ЭЛЕМЕНТОВ ТЕХНОЛОГИЙ
ЯДЕРНОЙ ТРАНСМУТАЦИИ НА
ЭНЕРГЕТИЧЕСКОМ РЕАКТОРЕ

Специальность 05.14.03 - ядерные энергетические
установки

А в т о р е ф е р а т
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Одесса - 1995

АВ 32.099

Диссертацией является рукопись.

Работа выполнена в Научно-техническом центре ядерной и радиационной безопасности Госатомнадзора Украины (г.Киев).

Научный руководитель:

Официальные оппоненты: Русов В.Д., доктор физико-математических наук,
Вожжов В.Ф., кандидат физико-математических наук

Ведущая организация: Институт ядерных исследований, г.Киев

Защита диссертации состоится " 30 " марта 1995 г. в 11⁰⁰ час. на заседании специализированного Совета Д 05.06.02 в Одесском политехническом институте по адресу:

270044, г.Одесса, пр.Шевченко 1, ОПУ, ауд. 504х

С диссертацией можно ознакомиться в научной библиотеке Одесского Государственного политехнического Университета.

Автореферат разослан " _____ " _____ 1995 г.

Ученый секретарь специализированного совета Д 05.06.02 Королев А.В.

ЛННБ України ім.В.Стефаніка



00754432 (P)

ЛННБ ім. В. Стефаніка
АН України

АВ - 32.099

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

АКТУАЛЬНОСТЬ РАБОТЫ. Ядерные энергетические установки (ЯЭУ) широко применяются для осуществления ряда новых наукоемких технологий. В основу этих технологий положено использование реакторного излучения. Под его воздействием материалы изменяют свои физические свойства, что эффективно используется в этих технологиях.

Интенсивно развивается в последние годы метод ядерной трансмутации материалов. Этот метод используется в технологиях производства радиоактивных изотопов как долгоживущих (для промышленного использования), так и короткоживущих (для медицинских целей); для производства нейтронно-легированных полупроводников, проведения нейтронно-активационных анализов. Одно из последних актуальных направлений этого метода - ядерная трансмутация радиоактивных отходов (особенно трансураниевых элементов) в ядерных реакторах. Принцип ядерной трансмутации может быть представлен следующей схемой: $N(A)(n, \gamma) N(A+1)$. A - первоначальное количество нуклонов в ядре элемента N ; $A+1$ - конечное число нуклонов после поглощения нейтрона. При облучении кремния происходит следующая основная реакция: $Si30(n, \gamma) Si31 \rightarrow P31 + \beta$. В результате реакции образуется донорная легирующая примесь в виде нестабильного изотопа фосфора $P31$. Поскольку период полураспада нестабильного изотопа $Si31$ составляет всего 2.6 часа, то, при условии высокой чистоты исходного материала уже через пять периодов полураспада (13 часов) полученный нейтронно-легированный кремний не представляет радиационной опасности.

Необходимым условием многоцелевого использования энергетических реакторных установок является надежность и безопасность новых технологий. После аварии на Чернобыльской АЭС это условие имеет высший приоритет и особенно актуально для действующих в Украине канальных энергетических реакторов типа РБМК.

Настоящая работа посвящена обоснованию возможности безопасного практического осуществления технологии ядерной трансмутации в канальном энергетическом реакторе и созданию основных элементов этой технологии.

ЦЕЛИ И ЗАДАЧИ РАБОТЫ. Основная цель работы состояла в научно-техническом обосновании возможности безопасного осуществления эффективной технологии ядерной трансмутации материалов в канальном энергетическом реакторе и создании основных элементов такой технологии.

Для достижения поставленной цели необходимо было решить следующий комплекс задач:

- обосновать ресурс облучательных каналов (ОК) и обеспечить возможность периодического эксплуатационного контроля стабильности их основных геометрических параметров;
- обосновать возможность повышения достоверности и чувствительности системы оперативного контроля целостности технологических каналов реактора непосредственно в процессе облучения материалов;
- обосновать ядерную и радиационную безопасность работ по ядерной трансмутации материалов на канальном энергетическом реакторе;
- обосновать эффективность совместного производства электроэнергии и безопасного выполнения работ по ядерной трансмутации на канальном энергетическом реакторе;
- изучить основные характеристики пространственноэнергетического распределения нейтронного потока в ОК, определяющие принципиальную схему и конструкцию облучательного устройства;
- разработать принципиальную схему и конструкцию автоматизированной ОУ (АОУ);
- создать и испытать АОУ как один из элементов безопасной технологии ядерной трансмутации на канальном энергетическом реакторе;
- проанализировать и обобщить результаты испытаний ОУ, доработать конструкцию и выпустить малую серию АОУ.

НАУЧНАЯ НОВИЗНА РАБОТЫ. В процессе решения указанных задач получен ряд результатов, новизну которых автор защищает:

- 1) Предложена впервые идея и создана конструкция устройства для контроля диаметральных размеров поперечных сечений облучательного канала;
- 2) Экспериментально исследована и впервые подтверждена с необходимой для целей ядерной трансмутации достоверностью длительная стабильность диаметральных размеров облучательного

канала в условиях воздействия интенсивных полей ионизирующих излучений;

- 3) Предложена идея и разработана оригинальная конструкция устройства для оперативного контроля целостности облучательного канала методом акустической эмиссии;
- 4) Выполнены впервые расчетные и экспериментальные оценки эффектов реактивности при возмущении нейтронного потока в облучательном канале энергетического реактора в процессе ядерной трансмутации;
- 5) В облучательном канале энергетического реактора выполнены экспериментальные исследования и определены для обоснования разработанной технологии следующие основные характеристики спектра и потока нейтронов: температура нейтронного газа (T); доля надтепловых нейтронов [$r(T/T_0)$]; условная (Весткоттовская) плотность потока нейтронов (Φ_0); плотность потока тепловых нейтронов (Φ_T); плотность потока быстрых нейтронов (Φ_B); кадмиевое отношение (R_{cd}); флюенс тепловых нейтронов (F_T).
- 6) Выполнены первые экспериментальные исследования и получены необходимые для целей ядерной трансмутации данные о микроднородности и стабильности аксиального и радиально-азимутального распределения плотности потока нейтронов в облучательном канале;
- 7) Выполнен сравнительный анализ концепций облучательных установок и показано, что для реально существующих условий в ОК наиболее приемлема концепция ядерной трансмутации в статическом и квазистатическом режимах облучения;
- 8) Предложена оригинальная идея, принципиальная схема и конструкция облучательной установки, оптимально решающая обоснованную концепцию ОУ в виде автоматизированной облучательной установки (АОУ);
- 9) Создана опытно-промышленная серия автоматизированных облучательных установок (12 комплектов) для ядерной трансмутации полупроводникового монокристаллического кремния, которые впервые применены в каналах энергетических ядерных реакторов.

ПРАКТИЧЕСКАЯ ЗНАЧИМОСТЬ РАБОТЫ. Создана автоматизированная установка, позволяющая осуществлять высокоточное дозированное облучение различных материалов заданным флюенсом нейтронов, которая может служить основным элементом различных технологий, использующих метод ядерной трансмутации.

Создана и внедрена в производство малая опытно-промышленная серия АОУ (12 комплектов), с помощью которой произведено с января 1983 г. по апрель 1986 г. 6.0 т нейтронно-легированного кремния для нужд электротехнической, радиоэлектронной и других отраслей промышленности.

Создана и внедрена установка для контроля внутреннего диаметра технологических каналов РБМК.

Настоящая научно-техническая разработка выполнена и внедрена на реакторах РБМК I и II очереди Чернобыльской АЭС. Результаты работы распространены и в настоящее время используются на Игналинской АЭС (Литва), Курской и Смоленской АЭС (Россия).

АПРОБАЦИЯ РАБОТЫ. Основные результаты работы докладывались на Всесоюзном семинаре по безопасности АЭС (г.Припять, 1984 г.); на IV Всесоюзном семинаре по радиационной технологии полупроводниковых материалов и приборов (г.Обнинск, 1985 г.); на IV Всесоюзной научно-технической конференции "Совершенствование технологии получения монокристаллов особо чистого кремния" (г.Подольск, 1985 г.); На заседании Ученого Совета Физико-технического института им.А.Ф.Иоффе (г.Ленинград, 1985 г.), а также обсуждались на научных семинарах отдела физико-технологических исследований института "ТИРЕДМЕТ" (г.Москва) и Научно-исследовательского отдела Чернобыльской АЭС.

За разработку "Установка для исследований внутриреакторной ползучести технологических каналов РБМК" автору присвоена премия ЛКСМУ им.А.Бойченко за лучшую научно-техническую разработку 1980 - 1982 г. (Киев, 1982 г.).

По материалам диссертации опубликовано 9 печатных работ, в том числе три изобретения.

СТРУКТУРА И ОБЪЕМ РАБОТЫ. Диссертационная работа изложена на 122 страницах машинописного текста, включая 46 рисунков и 12 табл. Состоит из введения, четырех глав и заключения. Список использованной литературы содержит 116 наименований.

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ. Во введении изложены основные принципы обеспечения безопасной и эффективной ядерной

трансмутации (ЯТ) материалов в канальном энергетическом реакторе. Наряду с рядом преимуществ данный тип реактора обладает двумя существенными недостатками:

- положительный паровой эффект реактивности;
- высокая чувствительность нейтронного поля к различного рода возмущениям реактивности.

Учет и анализ этих недостатков особенно важен при использовании РБМК в качестве источника нейтронов для целей ядерной трансмутации материалов.

Основная технологическая операция метода ЯТ состоит в равномерном облучении материала заданным флюенсом нейтронов, что реализуется при погружении материала непосредственно в активную зону реактора. Способы безопасной доставки материала в активную зону, возникающие при этом эффекты реактивности, возможность оперативного и достоверного контроля и управления сопутствующими процессами - все эти аспекты ядерной безопасности должны быть тщательно изучены при развитии технологии ЯТ в энергетическом реакторе.

В первой главе представлены результаты анализа технологического опыта и рассмотрены аспекты безопасности ЯТ. Обзор литературы показывает, что метод ЯТ получил наиболее интенсивное развитие применительно к производству радиоизотопов и для нейтронного легирования полупроводниковых монокристаллических материалов. Во всех случаях в качестве источника нейтронов для целей ЯТ использовались исследовательские реакторы. Информация об использовании для этих целей энергетических реакторов в опубликованной литературе отсутствует.

Отдельные концептуальные аспекты технологии ЯТ на исследовательских реакторах, такие как, например, выбор оптимального режима облучения (статический, квазистатический, динамический), организация контроля условий облучения (внутриреакторные токовые детекторы, интеграторы тока), способы доставки материала в активную зону (ОУ с контейнерами на жесткой тяге) вполне могут быть применены в той или иной модификации и к технологии ЯТ на энергетическом реакторе. Однако, наряду с этим существует ряд специфических вопросов, и прежде всего - безопасности, обусловленных особенностями конструкции канального энергетического реактора и спецификой регламентных работ, выполняемых в обеспечение техпроцесса производства электроэнергии. На основании анализа литературных данных и опыта практических работ сформулированы необходимые условия обеспечения безопасности ЯТ на канальном энергетическом реакторе:

- длительная стабильность размеров и сохранение целостности конструктивных элементов, узлов и деталей ОУ, что обеспечивает общую техническую безопасность работ;
- отсутствие значительного (т.е. превышающего нормируемое значение) локального всплеска реактивности при постановке или извлечении из ОК устройства с материалом, что обеспечивает ядерную безопасность работ;
- сохранение основных термогидравлических характеристик ОК в проектных пределах при размещении в нем ОУ, что обеспечивает теплотехническую надежность активной зоны при выполнении работ;
- предупреждение активации тех узлов ОУ, которые требуют постоянного обслуживания персоналом, что обеспечивает радиационную безопасность работ;
- контролируемость и управляемость режимом ЯТ во всем диапазоне пределов и условий безопасной эксплуатации реактора;
- практическая совместимость работ по ЯТ с регламентными работами по производству электроэнергии при отсутствии каких-либо ограничений (помех) для последних;
- возможность немедленного прекращения работ по ЯТ и восстановления проектного режима эксплуатации технологического канала реактора при аварийных ситуациях или, по необходимости, для выполнения основных (регламентных) работ.

Решение перечисленного выше комплекса задач обеспечивалось необходимыми инженерными оценками, расчетно-аналитическими и экспериментальными исследованиями.

Было установлено, что:

- исходя из условия поддержания запаса реактивности реактора на регламентном уровне (48 стержней ручного регулирования) необходимо соблюдать темп перегрузки топлива на уровне двух кассет в сутки (с обогащением 2.4% U235). Поскольку подготовка к перегрузке и собственно перегрузка одной кассеты занимает 1,5 - 2 часа (время не совместимое с ЯТ), а эксплуатационно-техническое и ремонтное оборудование в ЦЗ - одну рабочую смену, то общий резерв времени, имеющийся для проведе-

ния технологии ЯТ, составляет около 12 часов. Это существенно превышает реальную потребность (~7 часов или одна рабочая смена в сутки), доказывает практическую совместимость обеих технологий;

- имеет место стабильность диаметральных размеров каналов системы управления и защиты (СУЗ) РБМК, используемых в качестве ОК. Этот результат был обоснован периодическими прямыми измерениями диаметра в различных поперечных сечениях ОК с помощью специально созданного измерительного устройства [рис.1]. Центрирующий механизм устройства позволяет фиксировать ось O_1 вращения датчика в положении, близком к истинному центру O поперечного сечения канала, но, в общем случае, не совпадает с ним. При обосновании работоспособности устройства было доказано, что и в этом случае истинное значение диаметра $D=2R$ поперечного сечения канала может быть восстановлено по результатам измерений R_1 с использованием зависимости: $1/R=0.5(1/\sqrt{R_1 R_3} + \sqrt{R_2 R_4})$.

Установлено, что внутренний диаметр канала СУЗ во всех контролируемых поперечных сечениях сохраняет исходное значение в течение трех лет наблюдений.

Созданное устройство было применено и для контроля внутреннего диаметра рабочих технологических каналов (ТК), окружающих ОК. Установлено, что имеет место значительная радиальная ползучесть каналов [рис.2], скорость которой почти в два раза превышает расчетную. Исследования, выполненные на Ленинградской АЭС, подтвердили этот результат, что привело к замене всех технологических каналов вследствие истощения зазора "ТК - графит".

Расчетом показано, что максимальный всплеск реактивности в районе облучательного канала вследствие вытеснения воды (сильный поглотитель нейтронов) кремниевым столбом $l=3000$ мм, $d=65$ мм (относительно слабый поглотитель) составляет 0.013 эфф, что существенно меньше предельного значения эфф и компенсируется вводом в активную зону на 100 мм одного стержня РР. Расчет мощности ТК, окружающих облучательный канал, выполненный по программе STEPAN, показал, что ввод такой реактивности приводит к росту мощности не более, чем на 5.8%, что подтверждается экспериментальными результатами [рис.3].

Исучены возможности для создания системы раннего обнаружения разгерметизации ОК и соседних рабочих ТК, окружающих ОК. Показано, что наиболее приемлемым для этих целей является метод акустической эмиссии. Экспериментально установлен характерный двугорбый вид изменения интенсивности акустического излучения, сопровождающего деформацию циркония - основного материала каналов РБМК [рис.4]. Пока

зано, что окончательному нарушению гомогенности материала и образованию макротрещин предшествует стадия повторного роста интенсивности акустического излучения, что служит диагностическим признаком для заключения о состоянии металла ТК.

Разработанный метод диагностики состояния ОК и ТК является эффективным средством повышения безопасности работ по ЯТ, а также эксплуатационной надежности реактора в целом.

Исследованы термодинамические характеристики облучательного устройства с применением штатных средств контроля температуры и расхода охлаждающей воды контура СУЗ и показано соблюдение проектных пределов и условий охлаждения ОК как в открытом состоянии, так и в случае герметизации с помещенным в нем устройством.

Во второй главе приведены результаты исследования условий ЯТ в энергетическом реакторе.

Изучение особенностей распределения нейтронного потока в ОК выполнялось на основе систематических измерений плотностей потоков нейтронов и их спектральных параметров с помощью активационных детекторов ("точечных" и "протяженных"), токовых камер деления (КТ) и токовых детекторов прямой зарядки (ДПЗ).

В ходе экспериментов изучено распределение плотности потока тепловых и быстрых нейтронов в поверхностных и внутренних слоях облучаемого материала с оценкой радиально-азимутальной и аксиальной неравномерности этого распределения при различных условиях. Экспериментально определено высотное распределение основных характеристик спектра и потока нейтронов: температуры нейтронного газа (T); доли надтепловых нейтронов [$g(T/T_0)$]; условной (Весткоттовской) плотности потока нейтронов (Φ_0); плотности потока тепловых нейтронов (Φ_T); плотности потока быстрых нейтронов (Φ_b); кадмиевого отношения (R_{cd}); флюенса тепловых нейтронов (F_T).

Результаты этих экспериментов в двух ОК блоков N 2 и 3 Чернобыльской АЭС (яч. 24 - 47 и яч. 30 - 67) приведены на рис. 5. Усредненные значения некоторых характеристик нейтронного потока, определенных при различном состоянии ОК, приведены в таблице.

Таблица 1.

Измерение	№ канала	T, К	$g(T/T_0)$	$R_{cd}(Cu)$	Φ_d/Φ_T
"а"	30 - 67 II блок	380	0.0262	31	0.011
"б"	30 - 67 II блок	368	0.0064	251	0.0012
"в"	24 - 47 III блок	351	0.0012	41	0.0084
"с"	В гамма-камерной полости	828	0.1040	8.2	0.38

Установлено, что наиболее "мягкий" спектр нейтронов соответствует условиям, когда ОК в яч. 30 - 67 заполнен водой и выгружены четыре ближайšie к нему топливные кассеты (эксперимент "а"). Обезвоживание канала делает энергетический спектр нейтронов более жестким (эксперимент "а"). Знание этих и ряда других особенностей необходимо для оптимизации условий ЯТ, когда возникает необходимость создания достаточно интенсивного потока нейтронов с энергией, обеспечивающей требуемую эффективность реакции ЯТ.

Установлено, что форма поля в ОК не может быть однозначно определена по показаниям штатных детекторов системы физического контроля распределения энерговыделения по высоте активной зоны. Была изучена возможность контроля условий в ОК по измерениям параметров нейтронного потока в центральных гильзах рабочих кассет (гамма-камерная полость).

Установлена устойчивая корреляция формы поля в гамма-камерной полости и в ОК (рис. 6). Это позволяет организовать мониторинг условий ЯТ без установки детекторов непосредственно в ОК. На этом же рисунке отражены возможности штатной системы регулирования реактора для формирования необходимого высотного распределения нейтронного потока в ОК.

Исследования радиально-азимутальной неравномерности нейтронного потока в ОК с помощью протяженных активационных детекторов выявили весьма слабую асимметрию условий облучения (по величине плотности потока нейтронов на поверхности имитатора) - порядка 1.5 - 2% на диаметре 68 мм (рис. 7). Результаты исследований показывают, что необходимость вращения контейнера с облучаемым материалом внутри канала практически отсутствует, так как равномерность облучения по азимуту в ОК в энергетическом реакторе достаточно высока (в отличие от исследовательских реакторов).

Установлено, что при необходимости штатными органами регулирования всегда может быть сформирован участок (плато) высотного распределения длиной 2.8 - 3 м с неравномерностью нейтронного потока на нем не более 5%. Последнее также принципиально при ядерной трансмутации значительных количеств материала.

Установлено, что пространственно-энергетическое распределение нейтронного потока в ОК зависит от состояния окружающей графитовой кладки (запаривания графита из соседнего негерметичного ТК) и от конструктивных особенностей кассет с ядерным топливом (наличия в центре кассеты зазора между двумя тепловыделяющими сборками (ТВС) для компенсации температурного удлинения; наличия на них дистанционирующих решеток (ДР) из нержавеющей стали) и ряда других. Это заставляет целенаправленно подбирать ОК по наблюдаемой форме высотного распределения нейтронного потока.

Третья глава посвящена автоматизированной облучательной установке, (АОУ), созданной для целей ядерной трансмутации материалов на канальном энергетическом реакторе. Основные технические характеристики установки были определены, исходя из результатов исследований, описанных в двух предыдущих главах. Принципиальные положения, принятые при создании АОУ:

возможность облучения материалов в статическом режиме без их вращения и аксиального перемещения;

соответствие длины рабочего объема контейнера величине "плато" высотного распределения нейтронного потока;

недостаточность штатных средств контроля энерговыделения для работ по ядерной трансмутации материалов;

неудобство использования грузового крана центрального зала для установки контейнера с материалом в активную зону и извлечения его из активной зоны;

недостаточность регулирования расхода воды в ОК штатной системы регулирования с помощью запорно-регулирующих вентилей (ЗРВ).

Все эти положения были учтены при создании АОУ, содержащей:

модернизированный ОК, снабженный автономным регулятором расхода воды (АРВ);

модернизированное облучательное устройство со складывающейся трехзвенной телескопической подвеской;

автономный стационарный привод, перемещающий контейнер в активную зону и извлекающий его в автоматическом режиме по достижении заданного флюенса нейтронов;

детекторы контроля условий облучения, размещенные в непосредственной близости от ОК, в гамма-камерных полостях соседних топливных кассет;

аппаратуру контроля потока нейтронов (АКПН), содержащую электронные блоки обработки сигналов, поступающих от детекторов контроля условий облучения и блок управления автономным приводом.

Блок-схема установки, изображенная на рис. 8, включает: автономный привод 1, состоящий из электродвигателя с редуктором, кинематически соединенный с датчиком 2 положения контейнера 3, расположенного в ОК 4. Контейнер 3 связан с датчиком положения 2 посредством троса 5. Многосекционные датчики 6 размещены в ближайших к ОК тепловыделяющих сборках, окружающих ОК с четырех сторон. Блок 8 контроля плотности потока нейтронов содержит узел памяти 9, выполненный в виде оперативного запоминающего устройства, узел отображения информации 10 и узлы сравнения 11, 12, 13, а также интегратор 14 и коммутатор 15.

Токовые сигналы с многосекционных датчиков 6 постоянно поступают в узел сравнения 13 и узел отображения информации 10, где обеспечивается визуализация высотного распределения нейтронного потока вдоль ОК. Оператор выбирает наиболее равномерный участок поля ("плато" высотного распределения), определяет его положение и вводит в узел памяти 9 требуемую координату положения контейнера 3, длину "столба" облучаемого материала и конечное значение интеграла тока датчиков 6, соответствующее требуемому флюенсу нейтронов.

С помощью привода 1 контейнер 3 автоматически, по запуску оператора, устанавливается в заданное положение в канале 4. Положение контейнера 3 в активной зоне контролируется сельсин-датчиком 2. Одновременно с установкой контейнера 3 в заданное положение коммутатор 15 подключает по входу интегратора 14 одну (или несколько) секций датчиков 6, соответственно расположению в канале 4 контейнера 3 и длине столба облучаемого материала. В момент установки контейнера в рабочее положение происходит запуск интегратора 14, подсчитывающего интегральное значение среднего тока секций датчиков 6, подключенных коммутатором 15. С интегратора 14 сигналы поступают на блок сравнения 12, где сравниваются с заданным интегралом тока. При достижении заданного интеграла тока узел сравнения 12 формирует сигнал на привод 1, который выводит контейнер 3 из активной зоны реактора. Одновременно срабатывают звуковые и световые табло у оператора.

При длительных временах облучения АОУ позволяет реализовать режим автоматического отслеживания изменения положения "плато" высотного распределения в процессе облучения. В том случае, когда по всей контролируемой высоте ОК участок с требуемой равномерностью нейтронного потока не определяется, контейнер с материалом автоматически выводится из активной зоны. При этом узел памяти 9 фиксирует интеграл тока, набранный в данный момент. Задаваемая продолжительность интегрирования тока может изменяться от 10 мин. до 24 час., а интегрируемый выходной ток датчика от 1 до 100 мкА.

Четвертая глава посвящена рассмотрению элементов технологии ядерной трансмутации полупроводниковых материалов, реализованных на созданной АОУ.

Разработан технологический процесс подготовки и проведения ЯТ монокристаллов кремния на канальном энергетическом реакторе РБМК. Техпроцесс включает: алгоритм комплектации монокристаллов; алгоритм расчета режима облучения и корректировки режима облучения; регламент технологических операций для оперативного персонала, выполняющего работы в реакторном отделении; методику проведения выходного радиометрического контроля.

Введено определение комплекта слитков кремния как совокупности монокристаллов, предназначенных для загрузки в один контейнер и облучения в одном режиме заданной продолжительности в заданных условиях. В основу алгоритма комплектации положено условие подбора слитков с одинаковым расчетным значением изменения удельной электропроводности $\Delta\sigma$, рассчитываемым по формуле:

$$\Delta\sigma = 1/\rho_n - 1/2(1/\rho_{\min} + 1/\rho_{\max}) \quad \text{— для слитков n-типа} \quad (1)$$

$$\Delta\sigma = 1/\rho_n + 3/2(1/\rho_{\min} + 1/\rho_{\max}) \quad \text{— для слитков p-типа}$$

В качестве основного технологического параметра, определяющего режим облучения, принят интеграл I тока ДПЗ. В качестве вспомогательного - продолжительность облучения t .

В серии градуировочных экспериментов установлена линейная зависимость (рис. 10) между заданной величиной интеграла I тока детектора и соответствующего ему изменения удельной электропроводности $\Delta\sigma$.

Используя эту зависимость, можно по расчетной величине $\Delta\sigma$ определить значения I , которые затем необходимо установить на задатчике интеграла тока АОУ.

Поскольку интеграл тока I детектора определяется с некоторой погрешностью и зависит от формы поля (т.е. профиля высотного распределения), величина интеграла I нуждается в корректировке непосредственно перед облучением с учетом фактических параметров нейтронного потока, полученных по показаниям многосекционных детекторов или при сканировании ОК камерой деления типа КТ-19. Теоретически получена формула для корректировки интеграла тока I :

$$I_1 = i_{0(КТ)} / I_{1(КТ)} * i_{0(D)} / I_{1(D)} * I_0 \quad (2)$$

где	I_0	- значение интеграла тока, определенное по графической зависимости "I - $\Delta\sigma$ ";
зна-	i_1	- откорректированное по реальным параметрам поля чение интеграла тока (для задатчика интегратора);
го	$i_{0(кр)}, i_{1(кр)}$	- значения тока камеры деления на "плато" высотного распределения (0) и для реально наблюдаемого рас-пределения (1), соответственно;
мого рас-	$i_{0(D)}, i_{1(D)}$	- средние значения тока ДПЗ: (0) - для "опорной" и (1) - для реального высотного распределения.

Корректировка интеграла тока с использованием соотношения (2) существенно улучшает точность дозирования флюенса нейтронов.

С использованием созданной установки реализована, как базовая, технология нейтронного легирования монокристаллов кремния в однородном нейтронном потоке в статическом режиме.

В период с января 1983 г. по апрель 1986 г. по разработанной технологии было произведено 6 тонн высококачественного нейтронно-легированного кремния различных номиналов и марок легирования.

ОСНОВНЫЕ ВЫВОДЫ

1. Обоснована безопасность и практически реализована возможность осуществления технологий, основанных на методе ядерной трансмутации (ЯТ) в каналах энергетического ядерного реактора.
2. Обоснована возможность реализации наиболее эффективных и простых технологических схем ЯТ в каналах энергетического реактора в статическом или квазистатическом режимах.
3. Создана автоматизированная облучательная установка (АОУ), изготовлена, испытана и внедрена опытно-промышленная партия установок (12 комплектов).
4. Изучены особенности выполнения перегрузок ядерного топлива, других технологических операций в реакторном отделении и возможности осуществления технологии ЯТ, показана их практическая совместимость с учетом всех требований ядерной и радиационной безопасности.

5. Расчетным и экспериментальным способами оценены эффекты реактивности в облучательном канале (ОК), которые составляют около $+0,13\beta_{\text{эф}}$ и существенно меньше предельного значения ($+1\beta_{\text{эф}}$).

6. Изучены основные характеристики нейтронных потоков, определившие главные особенности АОУ и позволившие оптимизировать ее конструкцию:

- длина рабочего объема контейнера соответствует длине "плато" высотного распределения нейтронного потока в ОК, относительно просто формируемого штатными органами регулирования реактора;

расположение узла стыковки подвески облучательного устройства с контейнером оптимизировано, исходя из действующих норм радиационной безопасности;

доказана представительность контроля условий облучения в ОК по датчикам, установленным в соседних тепловыделяющих кассетах, что обеспечило возможность многократного использования стационарно установленных детекторов и повысило активность использования рабочего объема ОУ.

7. Создана оригинальная измерительная установка для контроля внутреннего диаметра как облучательных, так и рабочих технологических каналов РБМК, с погрешностью не более $+0,03$ мм, что позволило установить длительную стабильность внутренних диаметров облучательных каналов (каналы СУЗ) и выявить значительную, в два раза превышающую расчетное значение, скорость радиальной ползучести технологических каналов.

8. Разработано устройство для оперативного контроля за целостностью облучательных и рабочих технологических каналов РБМК методом акустической эмиссии, что, в совокупности с описаной выше (п.7) измерительной установкой, способствовало повышению безопасности работ по ядерной трансмутации, а также повышению эксплуатационной надежности реакторов АЭС.

Основные положения диссертационной работы опубликованы в работах:

1. Глыгало В.Н., Кирсанов В.В., Кравцова Л.С., Лещинский А.Г. "Акустическая эмиссия при деформации циркония" Дефектоскопия, N 3, 1975, с.140 - 141.
2. Глыгало В.Н., Кирсанов В.В., Кравцова Л.С., Лещинский А.Г. "Акустическая эмиссия - метод неразрушающего контроля реакторных материалов и конструкций". - Препринт НИИАР, г.Дмитровград, П-173, 1975.
3. Глыгало В.Н., Колесов В.В. "Установка для измерения внутреннего диаметра технологических каналов РБМК" - В сб.: "Эксплуатация и ремонт оборудования АЭС". Москва, вып.4, 1984, с.4 - 8.
4. Волле В.М., Воронков В.Б., Глыгало В.Н. и др. "Высокоомный нейтроннолегированный кремний. Получение свойства" - В кн.: IV Всесоюзный семинар по ядерному легированию полупроводников. Обнинск, 1985, Тез. докл. с.34 - 37.
5. Башилов В.А., Брюханов В.П., Глыгало В.Н., и др. "Установка для радиационного легирования полупроводниковых материалов". - Авторское свидетельство N1356539 от 22.04.86 г.
6. Глыгало В.Н., Егоров А.К., Кожух М.Л. и др. "Способ получения монокристаллов нейтронно-легированного кремния". Авторское свидетельство N1246654 от 22.03.86 г.
7. Брюханов В.П., Глыгало В.Н., Кожух М.Л. и др. "Способ нейтронного легирования крупногабаритных слитков кремния" Авторское свидетельство N1248337 от 01.04.86 г.
8. Глыгало В.Н. "Овлиянии водных прослоек на пространственно-энергетическое распределение нейтронов в облучательном канале РБМК" - В кн.: Моделирование и исследование устойчивости систем. Укр. конф. Киев, 1994, Тез. докл., с.23 - 24.
9. Глыгало В.Н. "Профилирование нейтронного потока при ядерном легировании кремния" - В кн.: Моделирование и исследование устойчивости систем. Укр. конф. Киев, 1994, Тез. докл., с.25.

ЛНБ ім. В. Стефаніка
АН України

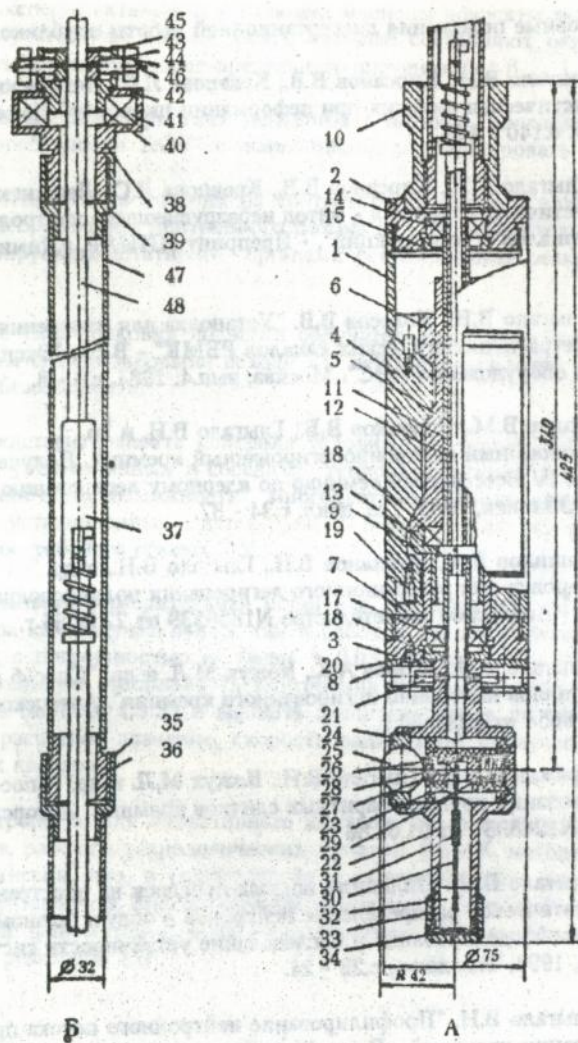


Рис.1. Установка для контроля внутреннего диаметра каналов РБМК. Основные компоненты:
 А-центрирующий механизм;
 Б-сборно-разборная штанга

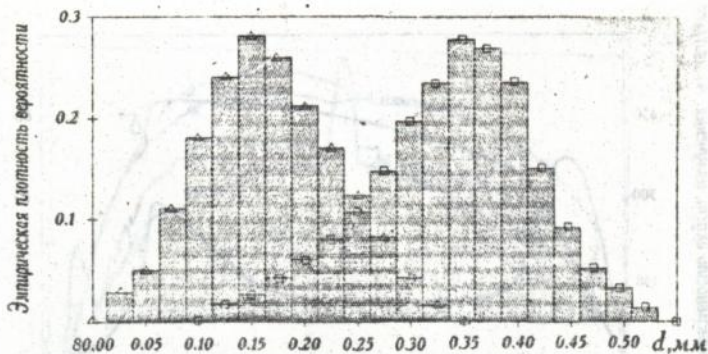


Рис.2. Распределение значений внутреннего диаметра технологических каналов:
△ - до облучения; □ - после облучения ($\Phi=1.27 \cdot 10^{20}$ Н/см²)

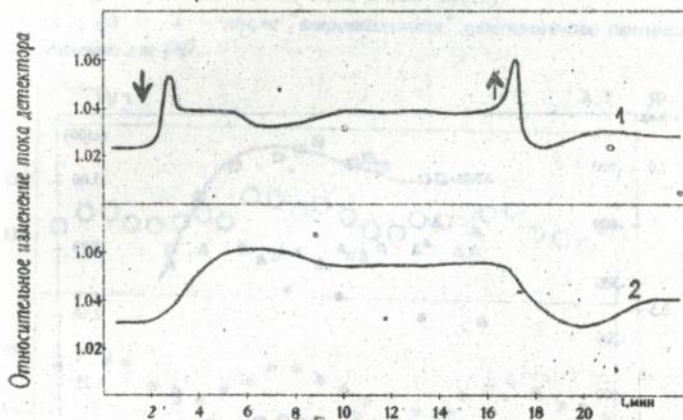


Рис.3. Изменение токов внутриреакторных детекторов при загрузке ∇ и выгрузке ▲ контейнера из ОК.
1 - верхняя секция 4-х секционной гамма-камеры
2 - детектор Д-42

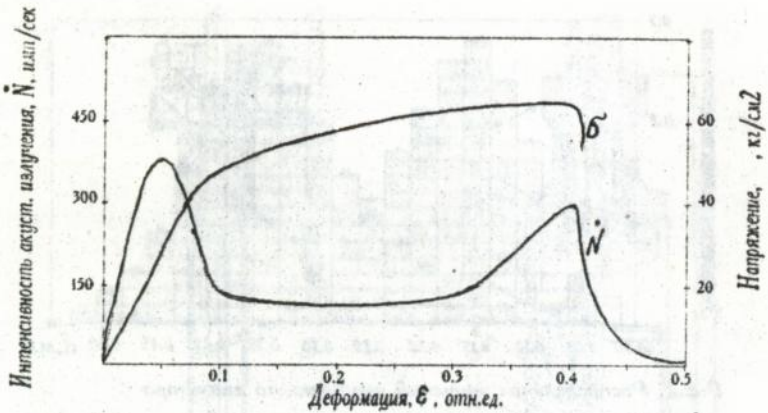


Рис.4. Зависимость интенсивности акустической эмиссии \dot{N} и напряжения σ от степени деформации

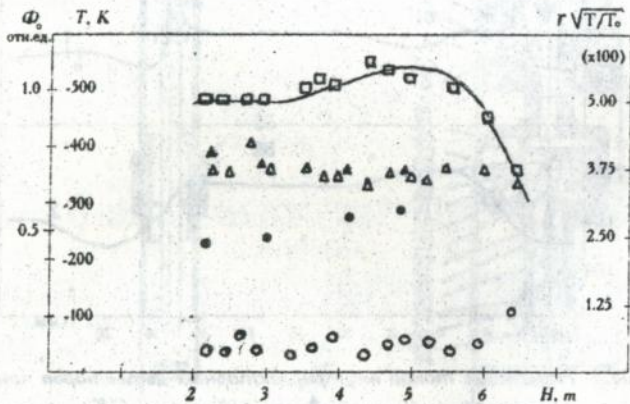


Рис.5. Типичное распределение основных параметров нейтронного потока в ОК яч.30-67 по высоте H облучательного канала:
 Δ, Δ - температура нейтронного газа T в измерениях "а" и "б" соответственно;
 \bullet, \circ - доля надтепловых нейтронов T/T_0 в измерениях "а" и "б" соответственно;
 \square - плотность потока нейтронов Φ_0 ;
 - - камера деления КТ-19

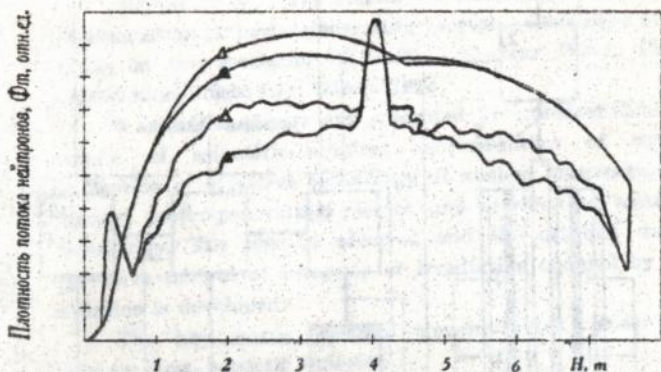


Рис.6 . Типичное распределение плотности потока тепловых нейтронов по высоте H активной зоны в канале СУЭ яч.24-43(1) и в центральной гильзе ТВС яч.23-43(2):
 Δ - до и \square - после "выравнивания" нейтронного потока стержнем РР.

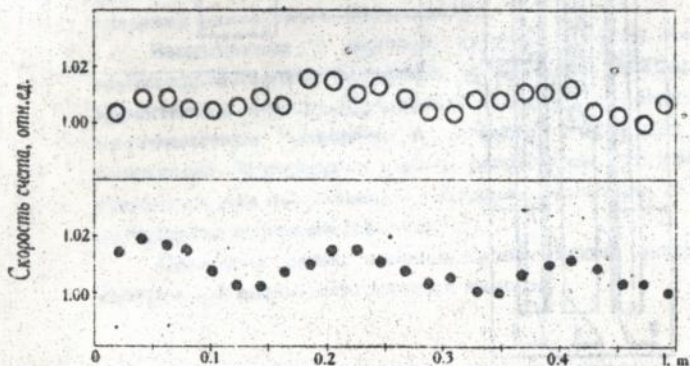


Рис.7. Относительное распределение наведенной активности вдоль длины медной проволоки через 24 часа после облучения в канале яч.24-43(0) и в канале яч.30-67(0).

THE SUMMARY

Glygalo V.N., "The creation of elements of technologies of the nuclear transmutation in power-generating reactor". Candidate of Technical Sciences Thesis in the speciality 05.14.03 - Nuclear Power Plants, Odessa state politechnical university, Odessa 1995.

9 scientific papers are presented for consideration which contain the results of scientific-technical substantiation of opportunity of safe realization of effective technology of nuclear transmutation of materials in channel power-generating reactor and creation of main elements of such technology. The idea is offered and the original design of device for operative control of integrity of irradiative channel by method of acoustic emission is developed.

The key words: nuclear transmutation, power-generating reactor, neutron flow, acoustic emission.

АННОТАЦИЯ

Глыгало В.Н., Создание элементов технологий ядерной трансмутации на энергетическом реакторе. Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук по специальности 05.14.03 - Ядерные энергетические установки. Одесский государственный политехнический университет, Одесса 1995.

Защищаются 9 научных трудов, которые вмещают результаты научнотехнического обоснования возможности безопасного осуществления эффективной технологии ядерной трансмутации материалов в канальном энергетическом реакторе и создания основных элементов такой технологии. Предложена идея и разработана оригинальная конструкция устройства для оперативного контроля целостности облучательного канала методом акустической эмиссии.

Ключевые слова: ядерная трансмутация, энергетический реактор, нейтронный поток, акустическая эмиссия.

Подписано к печати 24.02.95. Формат 60x84/16. Бумага газетная.
Печать офсетная. I, 34 усл.печ.л. I, 44 уч.-изд.л. Тираж 100 экз.
Заказ № 59

Одесский государственный политехнический университет
270044, Одесса, пр. Шевченко, I

148000

AB 32.099

AB 32.099