

СОДЕРЖАНИЕ

**ФИЗИКА И ТЕХНИКА
РЕАКТОРОВ**

- А.В.Данилычев, Д.Г.Елистратов, В.Ю.Стогов, Т.М.Буренкова*
Физические параметры самозащитности как гаранты обеспечения предельной мощности перспективного быстрого натриевого реактора.....3
- Г.Г. Куликов, А.Н.Шмелев*
О размножающих свойствах подкритического blankets ЭЛЮ при глубоком выгорании топлива и многократном применении DUPIC-технологии его регенерации.....19
- П.Э. Переславцев, Д. Сахраи*
Разработка метода расчета активации материала мишени установки с подкритическим реактором.....28

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

- Б.И. Яцало*
Поддержка принятия решений по управлению радиоактивно загрязненными территориями на основе анализа риска.....37

ТЕПЛОФИЗИКА

- В.В. Худаско, А.А. Казанцев, В.А. Левченко, В.В. Сергеев*
Разработка математической модели неравновесного двухфазного потока для анализа безопасности АЭС.....41

**ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ
И РАДИОАКТИВНЫЕ
ОТХОДЫ**

- А.М. Дмитриев, О.В. Кривошеина*
Определение объема случайной выборки через коэффициент выборки при надзоре за учетом и контролем ядерных материалов.....54
- А.А. Козарь*
Гетерогенная иммобилизация для повышения концентрации актиноидных отходов в материалах их длительного хранения.....61
- С.С. Кречетов, В.С. Внуков*
Исследование методов обоснования ядерной безопасности при обращении с радиоактивными отходами, содержащими ядерные материалы.....71

**МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ
ЭНЕРГЕТИКА**

- В.К. Милинчук*
Радиационная стойкость органических материалов.....77

**ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ
МЕТОДОВ И СРЕДСТВ**

- С.Е. Ульяненко*
Перспективы и особенности использования нейтронного излучения ядерных реакторов в биомедицинских исследованиях.....86

CONTENTS

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

- A.V. Danilytchev, D.G. Elistratov, V.Ju.Stogov, T.M.Burenkova**
Physical Parameters of Self-Protection as Guarantees
Maintenance of Limiting Power in Perspective Fast Sodium
Reactor.....3
- G.G. Kulikov, A.N. Shmelev**
ADS Fuel Cycle Complemented with DUPIC-Technology
for Achieving High Fuel Burn-up.....19
- P. Pereslavytsev, D. Sakhray**
Development of the Method for Calculation of the Subcritical
Reactor Target Activation.....28

ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

- B.I. Yatsalo**
Decision-Making Support on Risk Based Land Management
and Rehabilitation of Radioactive Contaminated Territories.....37

THERMAL PHYSICS

- V.V. Hudasko, A.A. Kazantsev, V.A. Levchenko, V.V. Sergeev**
Development of Mathematical Model of Non-equilibrium Two-Phase
Flow for NPP Safety Analysis.....41

FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

- A.M. Dmitriev, O.V. Krivosheina**
Determination of Amount of Sampling through Factor of Sample
at Supervision on Registration and Control of Nuclear Materials.....54
- A.A. Kozar**
Heterogeneous Immobilization for Rise of Actinide Waste
Concentration in their Long-Lived Storage Materials.....61
- S.S. Krechetov, V.S. Vnukov**
Research of Methods of the Substantiation of Nuclear Safety
at Handling with Radioactive Wastes, Containing Nuclear
Materials.....71

MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

- V.K. Milinchuk**
Radiation resistance of organic compounds.....77

APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND MEANS

- S.E. Ulianenko**
Perspectives and Features of Nuclear Reactor Neutron Radiation
Using for Biomedical Research.....86

ФИЗИЧЕСКИЕ ПАРАМЕТРЫ САМОЗАЩИЩЕННОСТИ КАК ГАРАНТЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ПРЕДЕЛЬНОЙ МОЩНОСТИ ПЕРСПЕКТИВНОГО БЫСТРОГО НАТРИЕВОГО РЕАКТОРА

А.В. Данилычев*, Д.Г. Елистратов*, В.Ю. Стогов*, Т.М. Буренкова**

** ГИЦ РФ - Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*

*** Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск*



Для активной зоны с основополагающими габаритами реактора типа БН-1600 анализируются ограничения на предельную мощность, вызываемые специфическим распределением компонент реактивности обратной связи. Рассматривается влияние этих компонент на самозащищенность большого натриевого реактора к определяющим его безопасностью авариям. Выделена наиболее опасная авария, для которой исследуется пространственное профилирование доплер-эффекта, позволяющее приблизиться к постулируемой мощности.

ВВЕДЕНИЕ

Успешная эксплуатация реакторов на быстрых нейтронах, включая российские (БОР-60, БН-350, БН-600), продемонстрировала высокую степень безопасности, что переводит последнюю в разряд первоочередных характеристик в вопросе коммерциализации перспективных их проектов. При таком подходе разработка БН нового поколения исходит из принципа самозащищенности как наиболее актуальной задачи проектирования. Самозащищенность - достаточно емкое понятие, на каждом этапе разработки включающее в себя последовательные уровни представления разработчиком основных рассматриваемых технических решений. Различие этих уровней подразумевает некоторую иерархию умозаключений по выбору критериев безопасности. При такой градации поступательного движения - от простейших критериев к сложным моделям обоснования - исключается волюнтаризм исходных предпосылок, приводящих на начальной стадии к неоправданно высоким оценкам уровня безопасности. В частности, в рамках упрощенного предварительного подхода самозащищенность отождествляют с удовлетворением требований к группе интегральных характеристик активной зоны: равенству нулю пустотного эффекта и эффекта выгорания [1,2]. Эти «ограничения», в принципе соответствуя положениям ПБЯ [3], представляют собой только самые первичные критерии и не определяют самозащищенность активных зон БН, представляемую ниже в наиболее общем смысле. В дальнейшем под самозащищенностью постулируется возмож-

ность прохождения реактором основных аварийных ситуаций только за счет внутренне присущих активной зоне физических параметров безопасности - коэффициентов реактивности. При этом не должны быть превышены допустимые пределы по температурам материалов и изменение их агрегатного состояния.

ТРЕБОВАНИЯ НОРМАТИВНЫХ ДОКУМЕНТОВ К КОЭФФИЦИЕНТАМ РЕАКТИВНОСТИ ПРИ КОМПОНОВКЕ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

В контексте принятого термина самозащищенности достижение требуемого ее уровня в реакторах БН нового поколения большой прогнозируемой мощности (1200-1600 МВтэ) подразумевает рассмотрение следующих этапов:

- анализ соответствия предлагаемой разработки требованиям ПБЯ (упрощенный подход к безопасности);
- выявление наиболее опасной аварии для концептуального реактора в соответствии с принимаемыми критериями самозащищенности;
- определение ограничений, накладываемых (с учетом теплофизики твэла) на основные характеристики активной зоны, в том числе на мощность и теплотехнические параметры, присущие реактору компоненты реактивности обратной связи.

Регламентация сводом нормативных документов основных положений по безопасности акцентирована на требования к физическим характеристикам активных зон [3]. Из ПБЯ РУ АС следует, что любые эффекты реактивности, включая вводимые органами СУЗ, не должны вызывать неконтролируемого роста энерговыделения, приводящего к превышению проектного предела повреждений твэлов. При этом коэффициенты реактивности по температуре и плотности натрия должны быть отрицательны. Соответственно в основу ограничений на эффекты реактивности, связанных с самозащищенностью, в БН заложены предварительные условия обеспечения безопасности [1,2]:

- снижение запаса реактивности на выгорание ($0 < \Delta\rho_{\text{выг}} < 0,5\beta_{\text{эфф}}$) ограничивает введение реактивности, вызываемой «самоходом» стержней СУЗ; в том числе и за счет введения аксиальной внутренней зоны воспроизводства (ВЗВ) [2];
- достижение нулевого или отрицательного значения натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР) и компоненты реактивности, связанной с изменением плотности и температуры натрия (требования ПБЯ).

Указанные предварительные требования в большом БН определяют композиционный состав и компоновку активной зоны. Для минимизации эффекта выгорания в таком реакторе (прототип - реактор типа БН-1600) должна быть обеспечена объемная доля топлива >0.45 . Для удовлетворения требований по натриевой плотностной компоненте при данной доле топлива должны выполняться определенные компоновочные решения: высота активной зоны большого БН не должна превосходить 80 см при расположении над ней натриевой полости ~ 50 см (рис.1). Предпочтение отдается нитриднему топливу, в том числе и из-за меньших рабочих температур, определяемых теплопроводностью.

Традиционно для реакторов на быстрых нейтронах реактивность обратной связи представляется в виде суммы ее компонент, представленных в табл.1 для существующих и разрабатываемых БН. Часть из них зависит непосредственно от температуры натрия (натриевая плотностная компонента ТКР_{Na} и компонента радиального расширения активной зоны ТКР_{RAD}). Вторая часть связана с температурой топлива: доплеровская компонента ТКР_{D} и компонента аксиального расширения топлива ТКР_{Ax} . Такое представление сложилось для БН исторически и, отражая условия баланса реактивности для определения требуемой эффективности

органов СУЗ, формально соответствует требованиям ПБЯ. В области больших объемов (мощностей) основные коэффициенты реактивности выполаживаются [4]. Это свидетельствует о том, что при одинаковом составе и компоновке активной зоны реакторы мощностью 1200-1600 МВт могут иметь близкие значения наиболее важных коэффициентов реактивности. И тип наиболее опасной аварии будет идентичным для целого класса БН большой мощности.

Из табл.1 видно, что даже при наличии натриевой полости, обеспечивающей неположительность НПЭР в возможной области выкипания натрия, принятая система представления компонент реактивности обратной связи, через совокупность температурных коэффициентов реактивности (TKP_i), не соответствует требованиям ПБЯ РУ АЭС. Так для концептуальных проработок большого быстрого реактора (типа БН-1200-1600) натриевая плотностная компонента TKP_{Na} может оказаться близкой к нулю, но в пределах возможной погрешности расчета положительной. Однако в аварийных процессах с разогревом натрия эта компонента реактивности обратной связи при наличии натриевой полости и с учетом аксиального про-

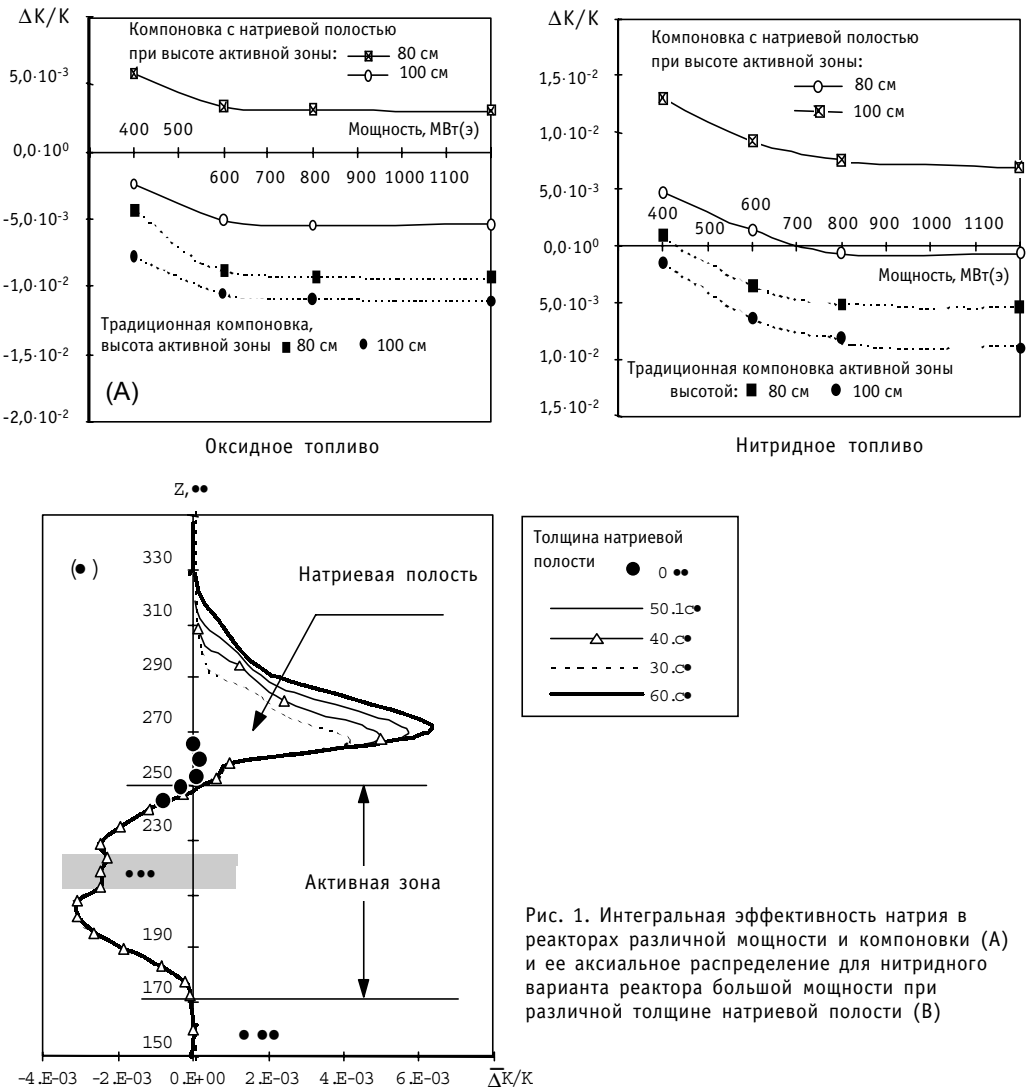


Рис. 1. Интегральная эффективность натрия в реакторах различной мощности и компоновки (А) и ее аксиальное распределение для нитридного варианта реактора большой мощности при различной толщине натриевой полости (В)

Компоненты реактивности обратной связи в БН, $10^{-5}\Delta K/K$ /град.

А) ДЕЙСТВУЮЩИЕ РЕАКТОРЫ И ИХ МОДИФИКАЦИИ				
Компоненты реактивности, зависящие от	РЕАКТОР			
	БН-350	БН-600		
	(UO ₂)	Существующая зона (UO ₂)	Оружейный РУ ^{*)}	Энергетический РУ ^{*)}
Температуры натрия:				
- Na-плотностная	-0.22	-0.12	-0.26	-0.21
-радиальное расширение	-0.81	-0.75	-1.16	-1.07
-расширение штанг СУЗ	-0.13	-0.12		
Температуры топлива:				
-доплеровская	-1.32	-1.59	-1.07	-1.07
-аксиальное расширение	-0.20	-0.13	-0.17	-0.16
Суммарный ТКР	-2.68	-2.71	-2.78	-2.63
Температурный эффект, %ΔK/K	-0.42	-0.37	-0.35	-0.35
Мощностной эффект, %ΔK/K	-0.8	-0.82	-0.64	-0.65
В) ПРОЕКТИРУЕМЫЕ И ПЕРСПЕКТИВНЫЕ РЕАКТОРЫ				
	БН-800 ^{*)}	БН-1300-БН-1600 ^{*)}		
Температуры теплоносителя:	PuUO ₂	PuUO ₂	PuN ₁₅	PuN ₁₄
- натриевая плотностная	-0.01	0.255	0.312	0.144
-радиальное расширение	-0.94	-0.70	-0.78	-0.73
-расширение штанг СУЗ	-0.13	-0.13	-0.13	-0.13
Температуры топлива:				
-доплеровская	-1.34	-1.16	-1.09	-1.21
-аксиальное расширение	-0.23	-0.086	-0.035	-0.043
Суммарный ТКР	-2.65	-1.82	-1.72	-1.97
Температурный эффект, %ΔK/K	-0.336	-0.345	-0.33	-0.37
Мощностной эффект, %ΔK/K	-0.82	-0.46	-0.45	-0.46

^{*)} Реакторы с натриевой полостью

филя температур и эффективности натрия (так называемая подогревная компонента мощностного эффекта) отрицательна и незначительна по величине. При этом вся суммарная компонента реактивности, связанная с температурой теплоносителя (по аналогии с реакторами ВВЭР и в соответствии с требованиями ПБЯ) всегда остается отрицательной ($TCP_{Na} + TCP_{RAD} < 0$).

Субъективность подхода к самозащитенности на основе только значений НПЭР и эффекта выгорания не позволяет судить о потенциальных возможностях реактора. Ниже показано, что для выбранной компоновки (состав и размеры активной зоны) мощность ее ограничивается комплексной совокупностью компонент реактивности обратной связи и предельными линейными нагрузками. Это ограничение напрямую связано с выбором определяющей аварии.

ВЫБОР ОПРЕДЕЛЯЮЩЕЙ АВАРИИ ПРИ ОБОСНОВАНИИ САМОЗАЩИЩЕННОСТИ БОЛЬШОГО РЕАКТОРА

Подробное рассмотрение протекания и последствий всех аварий и их совокупности с помощью основополагающих сложных динамических кодов (например, [5,6]) на стадии концептуальных проработок выбора активной зоны нерационально. Даже при использовании упрощенных динамических программ [7] получаемый объем информации уже для основных аварийных ситуаций достаточно велик для обработки и выработки тактических решений.

Для оценки самозащитности при компоновочных проработках на основе подобных упрощенных динамических кодов можно ограничиться одной из аварий, охватывающей выбранные в качестве критериев определенные принимаемые разработчиком предельные последствия (например, кипение натрия и/или плавление топлива).

Тип такой аварии определяется связью теплогидравлических параметров твэла (через его диаметр и тип используемого топлива) и набором присущих активной зоне коэффициентов реактивности. Эта совокупность может быть различной для каждой конкретной компоновки и мощности, следовательно, может оказаться различной и определяющая авария. В такой постановке коэффициенты реактив-

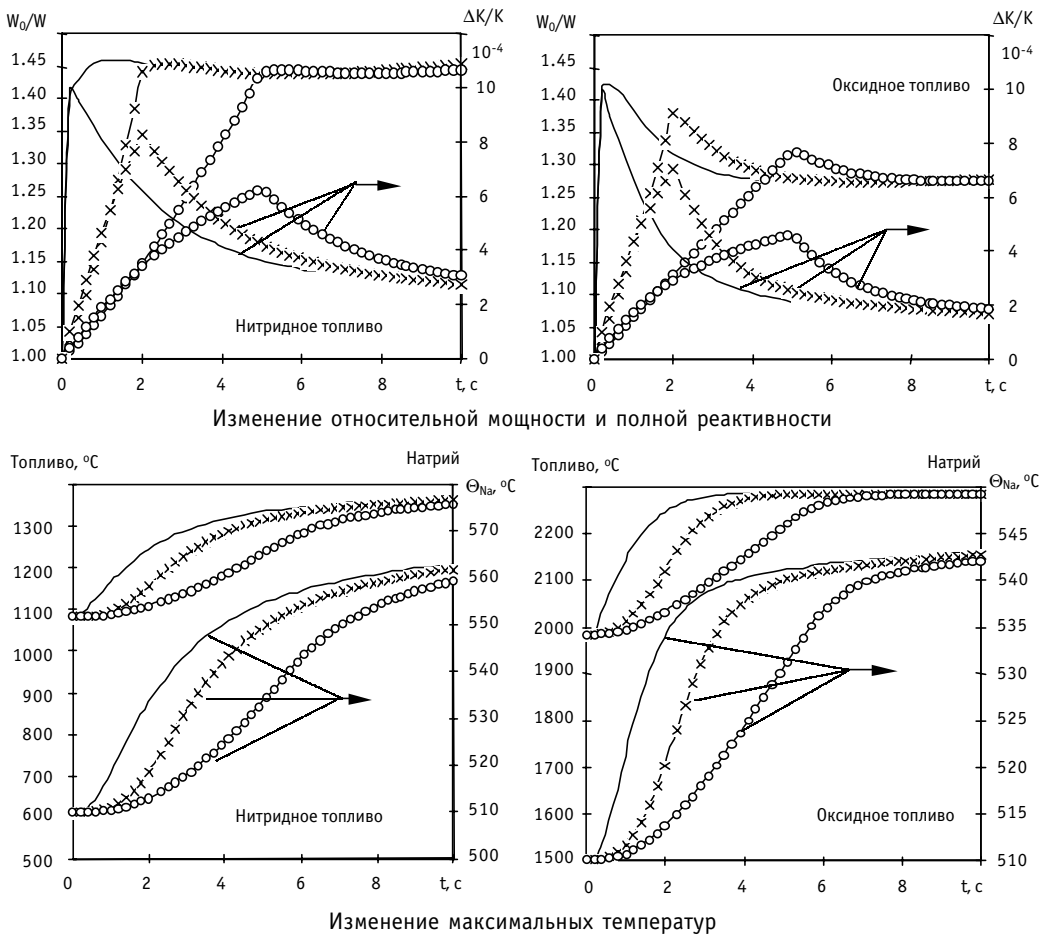


Рис. 2. Поведение основных параметров в реакторе типа БН-1300 при линейном вводе внешней реактивности $+0.001\Delta K/K$ с различной скоростью: — мгновенный скачок; —x— ввод за 2 с; —o— ввод за 5 с

ности играют важную роль в описании аварийной ситуации, причем вклад отдельных компонент реактивности обратной связи в каждой конкретной аварии различен [8]. Выбор определяющей аварии позволит сократить число вариантов динамических расчетов при предварительном выборе активной зоны. Ниже на примере модели БН большой мощности (~1600 МВт[2]), рассматриваемого как базовый вариант концептуальной его проработки, демонстрируется выбор основной аварии. При обосновании безопасности реакторов БН постулируются следующие аварийные ситуации (и их совокупность):

- ввод внешней реактивности,
- изменение входной температуры натрия на входе в активную зону,
- потеря расхода по I контуру (отключение насосов I контура).

Для БН каждая авария, рассматриваемая независимо, имеет различные по опасности последствия. Применительно к аварии с вводом реактивности (УТОР) в реакторах БН проанализированы различные ее источники. Для большого реактора 1300-1600 МВт продемонстрировано, что в большинстве реальных ситуаций возникающие возмущения реактивности не превосходят значений ~0,15%ΔK/K, что соизмеримо со значением, постулируемым проектными требованиями для аварии типа УТОР при несанкционированных перемещениях регулирующих стержней. Расчет аварии УТОР в исследуемом реакторе типа БН-1600 для нитридного и оксидного топлива представлен на рис.2. При одинаковой величине внешнего возмущения меньшее значение доплеровской компоненты в реактивности обратной связи у нитридного топлива (см. табл.1). Это определяет для него больший всплеск мощности в аварии УТОР. Однако низкие стартовые температуры и большая аккумулирующая теплоспособность нитридного топлива обеспечивают запас до температуры его плавления, больший, чем у оксидного топлива.

В области реальных возмущений по реактивности (~0,1-0,15)%ΔK/K максимальные температуры материалов в большом реакторе не превосходят допустимых значений в области рассматриваемых линейных нагрузок:

Линейная нагрузка	Максимальная температура натрия	Максимальная температура топлива
$q_l = 350 \text{ Вт/см}$ (мощность 1300 МВт)	$\Theta_{Na}^{\max} = \begin{cases} 545^\circ \text{C} - \text{окись} \\ 560^\circ \text{C} - \text{нитрид} \end{cases}$	$T_{fuel}^{\max} = \begin{cases} 2250^\circ \text{C} - \text{окись} \\ 1340^\circ \text{C} - \text{нитрид} \end{cases}$
$q_l = 450 \text{ Вт/см}$ (мощность 1500 МВт)	$\Theta_{Na}^{\max} = \begin{cases} \sim 800^\circ \text{C} - \text{окись} \\ \sim 820^\circ \text{C} - \text{нитрид} \end{cases}$	$T_{fuel}^{\max} = \begin{cases} 2670^\circ \text{C} - \text{окись} \\ 1450^\circ \text{C} - \text{нитрид} \end{cases}$

Вариация линейной нагрузки (непосредственно мощности при выбранной компоновке) выполнена в связи с тем, что предварительному условию минимального эффекта выгорания и НПЭР могут соответствовать различные диаметры твэлов и, следовательно, различные максимальные линейные нагрузки (рис.3).

Для большого реактора типа БН-1300-1600 с нитридной загрузкой (исходная максимальная линейная нагрузка $q_l \cong 340-380 \text{ Вт/см}$) поведение всех его параметров в аварии УТОР подробно изучалось при введении реактивности 0.2%ΔK/K за 10 с. Показано [9], что даже с учетом погрешности расчета компонент реактивности обратной связи (от радиального расширения) установившиеся температуры не превышают 820°C для натрия и 1610°C для нитридного топлива. Относительная мощность стабилизируется на уровне ~2,3 W/W_{ном} через ~130 с, максимальная суммарная реактивность составляет ~0.1%ΔK/K на ~ 15 секунде, в дальнейшем реактивность снижается. Таким образом, нитридные активные зоны в аварии УТОР имеют некоторый запас в реактивности обратной связи (в которую максимальный

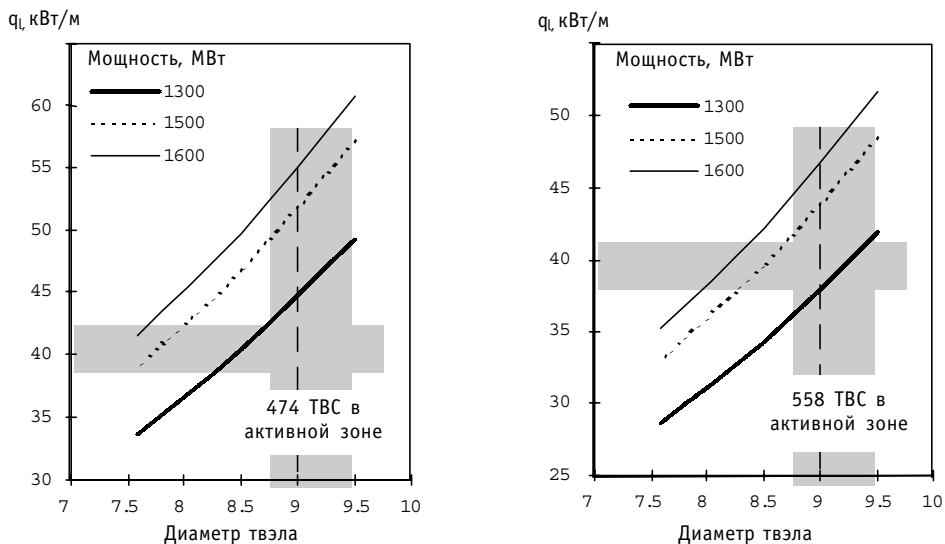


Рис.3. Максимальные линейные нагрузки на твэлы при переменном диаметре твэлов и числе ТВС. Размер ТВС «под ключ» 184x3,5 мм, шаг ТВС 188 мм для твэлов с \varnothing 9,5 мм и 8,5 мм расход естественной циркуляции составляет 3% и 2,7% для 474 ТВС и 3,2% для 585 ТВС [9]

вклад дает доплер-эффект). Частью этого запаса, определяемого компоновкой активной зоны и ее составом, можно пожертвовать при обеспечении самозащитности в других авариях. Это допускает достаточно широкие вариации диаметра твэлов и линейной нагрузки (мощности активной зоны).

Авария с изменением входной температуры (потеря стока тепла - авария ULONS) демонстрирует следующее. Для реакторов типа БН-800 и БН-1600 с различными компоновками оксидной активной зоны максимальные температуры не достигают критических значений без срабатывания аварийной защиты в модели с полной остановкой насосов второго контура за ~ 40 с (отвод тепла из первого контура осуществляется в начале за счет выбега насосов, а также теплоаккумулирующей способности I контура и теплообменников).

Дальнейший отвод тепла осуществляется от корпуса реактора и через встроенные теплообменники. Итоговые результаты (рис.4) демонстрируют [8], что в подобной аварии аварийная защита не срабатывает по уставкам первого контура, реакторы БН-800 и БН-1600 проходят эту аварию в режиме саморегулирования. Таким образом, авария ULONS не является определяющей по сравнению с авариями УТОР и тем более ULOF.

Для аварии с потерей расхода (ULOF) кипение натрия в реакторе большой мощности возможно при несогласованных величинах реактивности обратной связи и мощности активной зоны (величине линейной нагрузки).

При линейных нагрузках >420 Вт/см наступает кипение натрия на ~ 60 с [10]. Параметрические исследования показали, что для предотвращения кипения с такой линейной нагрузкой отрицательная обратная связь должна быть увеличена на $\sim 0,13\% \Delta K/K$ (в отличие от аварии УТОР, для которой имеется некоторый запас по суммарной реактивности обратной связи). Это ориентирует на дальнейшую оптимизацию компонент реактивности, формирующих обратную связь.

Отрицательность компонент, связанных с температурой натрия, определяет снижение мощности и средней температуры топлива в первой фазе аварии. Это приводит к проявлению положительного доплер-эффекта, тормозящего падение мощности. С другой стороны, достигаемые максимальные температуры напрямую

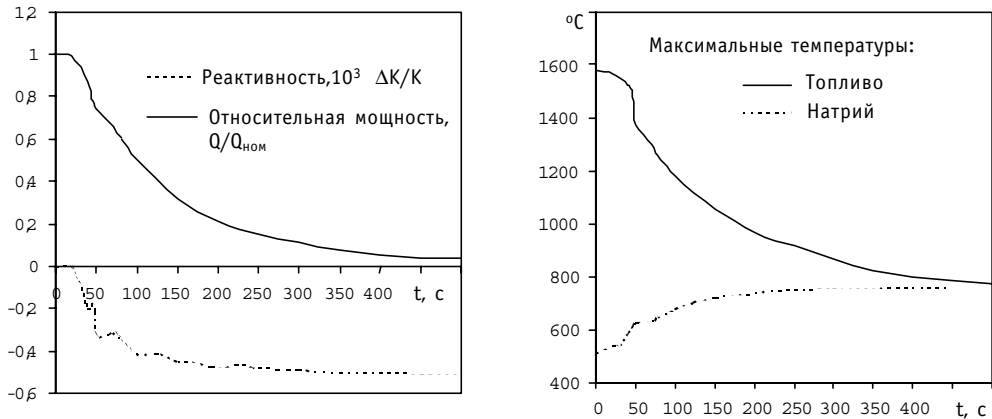


Рис.4. Изменение основных параметров реактора типа БН-1600 с оксидной загрузкой в аварии ULOSH с остановкой насосов II контура за 40 с

связаны с исходными их значениями через линейную нагрузку и диаметр твэла (рис.3). При имеющемся наборе коэффициентов реактивности, определяемом составом и компоновкой активной зоны, величина суммарной реактивности обратной связи проявляется непосредственно через изменения температур, т.е. в конечном итоге задана теплотехническими параметрами и линейной нагрузкой. Для данной аварии, выбранной в качестве максимально опасной для большого БН, нитридные варианты активных зон большого реактора по сравнению с оксидными имеют значительные преимущества по самозащитности [8,9]. При практически равных отрицательных значениях суммы компонент реактивности, связанных с температурой натрия, это объясняется различным вкладом доплер-эффекта. Меньшие значения доплеровской компоненты реактивности в нитридных вариантах обусловлены следующими факторами:

- меньшей величиной непосредственно доплеровской постоянной, что определяется жесткостью спектра (табл.1);
- меньшими исходными значениями температуры топлива и ее изменениями во времени, что определяется большей теплопроводностью нитридного топлива; в этой связи запас температуры топлива (при превосходящей оксид температуре плавления) у нитридного топлива в аварийном процессе выше.

Для выбранной компоновки (состав и размеры активной зоны, для которой были предварительно выполнены упрощенные критерии самозащитности - минимизация эффекта выгорания и пустотного эффекта) мощность реактора может ограничиваться только совокупностью компонент реактивности обратной связи. Для рекомендованных диаметров твэлов (8,5*0.45 мм, 331 твэл в ТВС), обеспечивающих необходимый расход естественной циркуляции, на рис. 5 приведены максимальные температуры натрия в аварии ULOF для различных максимальных линейных нагрузок. Роль используемых здесь теплотехнических параметров первого контура рассмотрена в работе [4], на основании которой выбраны рабочие параметры первого контура: температура натрия на входе в активную зону и его подогрев 390°C и 120°C соответственно, расход естественной циркуляции $G_{ЕЦ} \approx 3\%G_{ном}$, время выбега насосов на уровень $G_{ЕЦ} \sim 120$ с.

Видно, что избежать кипения натрия можно при линейных нагрузках, меньших, чем 380 и 340 Вт/см для нитридного и оксидного топлива. Это соответствует мощности не более 1200-1300 МВтэ для рассмотренного числа ТВС (474 и 558 шт). Таким образом, для выбранной компоновки авария ULOF является определяющей при обосновании самозащитности, внося ограничения на линейную нагрузку, т.е. на

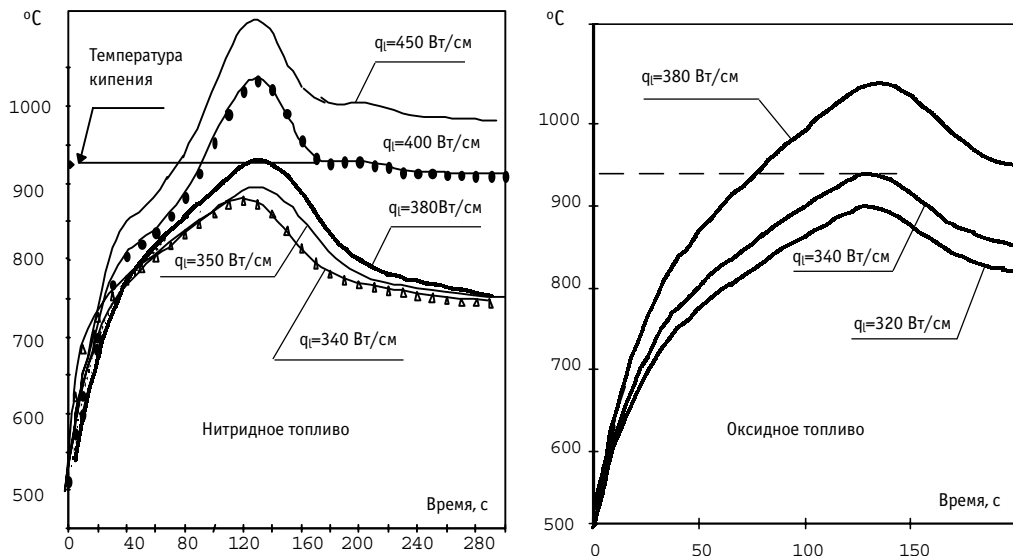


Рис.5. Максимальная температура натрия в аварии типа ULOF при различных значениях максимальной линейной нагрузки (диаметр твэла 9.0 мм)

мощность реактора. Другие аварии таких жестких ограничений не предъявляют.

ПРОСТРАНСТВЕННОЕ ПРОФИЛИРОВАНИЕ ДОПЛЕРОВСКОЙ КОМПОНЕНТЫ РЕАКТИВНОСТИ ОБРАТНОЙ СВЯЗИ

С точки зрения НПЭР введение натриевой полости над активной зоной решило задачу отрицательности эффекта реактивности, связанного с опустошением реактора. В соответствии с требованиями ПБЯ пространственное (аксиальное) профилирование эффективности натрия с введением натриевой полости обеспечивает отрицательность эффекта реактивности, связанного с изменением плотности натрия при его разогреве в аварийных ситуациях.

Уменьшение доплеровской компоненты до разумных пределов, определяемых ограничением на доплер-эффект по условиям аварии УТОР, является благоприятным фактором. В формировании доплер-эффекта участвуют все области активной зоны, доплеровская постоянная в которых в общем случае различна. В то же время и изменения температур топлива в переходных процессах для этих областей также неодинаковы. На рис. 6 приведено изменение аксиальных распределений основных температур в аварии ULOF, демонстрирующее высокий вклад нижней части активной зоны в суммарный доплер-эффект, тормозящий спад мощности реактора. Это объясняется большим подогревом теплоносителя в верхней части зоны, который не дает столь быстро остывать топливу (низкий теплоперепад топливо/натрий). Таким образом, активная зона при наличии ВЗВ представляет собой две подобласти (верхнюю и нижнюю), которые даже при близких значениях в них доплеровской постоянной формируют различные по вкладу доли доплер-эффекта в его суммарную компоненту реактивности.

Возникает возможность влиять на вклады этих областей в реактивность обратной связи за счет профилирования пространственного распределения не только плотностной, но и доплеровской компоненты. Получаемые модификации активной зоны (компоновочные и композиционные) не должны в значительной степени изменять ее основные нейтронно-физические параметры. Вклад доплер-эффекта может быть уменьшен незначительной перекомпоновкой:

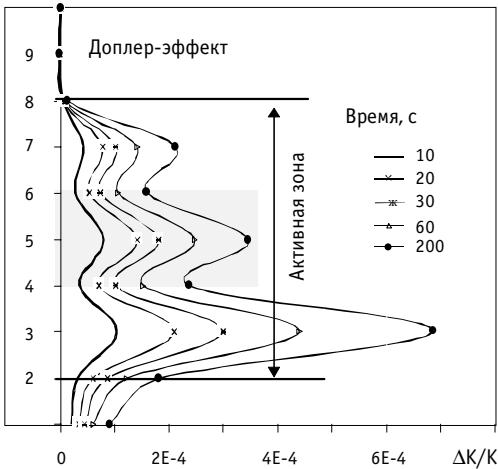
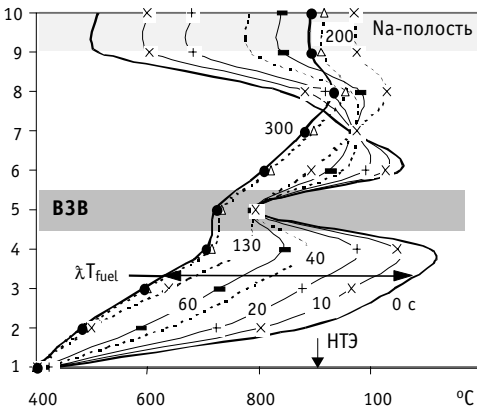
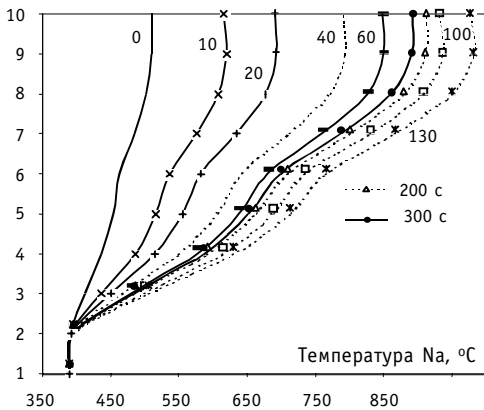


Рис.6. Изменения аксиальных распределений температуры натрия и топлива и доплер-эффекта в аварии ULOF в различных аксиальных слоях толщиной 10 см

- «отказом» от НТЭ (смещение его вниз за газосборники),
- смещением вниз аксиальной внутренней зоны воспроизводства,
- частичным переходом в нижней части ЗМО на топливо без U^{238} .

При смещении аксиальной ВЗВ и НТЭ увеличение доплеровской постоянной в верхней половине активной зоны с избытком компенсируется ее снижением в нижней части. Суммарная по активной зоне доплеровская постоянная практически не изменяется, что очень важно для сохранения самозащитенности к аварии с вводом внешней реактивности.

Смещение аксиальной ВЗВ и НТЭ приводит и к уменьшению положительности натриевой плотностной компоненты реактивности в ЗМО с увеличением в эту компоненту отрицательного вклада натриевой полости, облегчая соответствие требованиям ПБЯ.

При смещении НТЭ увеличивается утечка высокоэнергетических нейтронов из нижней части активной зоны. Происходящее при этом смягчение спектра достигает ВЗВ, увеличивая в ней долю нейтронов в доплеровской области энергий, таким образом, сдвиг НТЭ менее продуктивен, чем сдвиг ВЗВ. Результирующее влияние сдвига аксиальной ВЗВ и НТЭ на максимальную температуру натрия демонстрируется на рис.7 в сопоставлении с традиционным оксидным вариантом загрузки. Максимальная температура натрия снижается на $\sim 30^\circ$. Для окиси аналогичный выигрыш дает сдвиг ВЗВ на ~ 8 см. Перенос НТЭ за газосборники увеличивает реактивность обратной связи и переход через максимальную температуру (при некотором ее снижении) происходит быстрее, чем в других вариантах. Сдвиг аксиальной прослойки вниз рекомендован также исходя из пространственной деформации поля энерговыделения при движении органов регулирования, особенно при частичном вводе стержней [11].

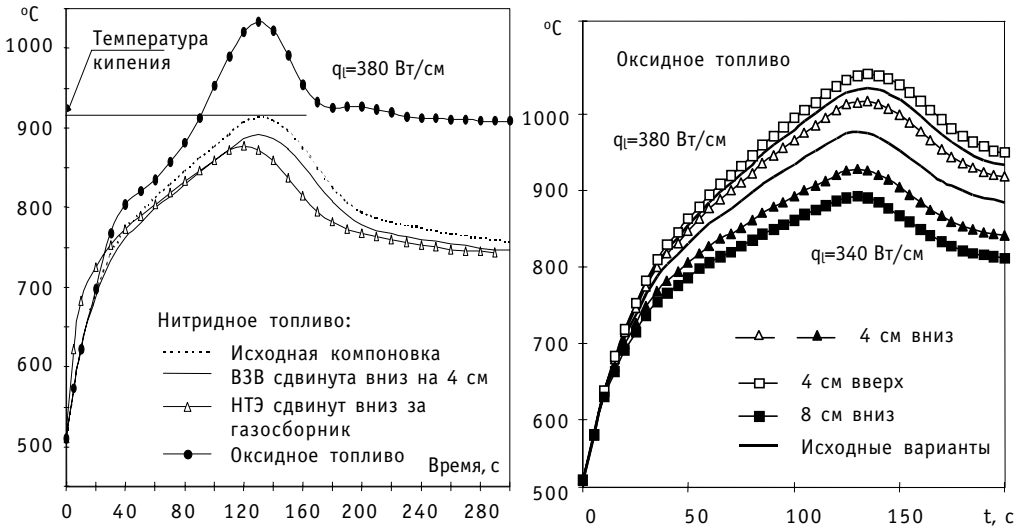


Рис.7. Изменение максимальной температуры натрия в аварии с потерей расхода при сдвиге аксиальной воспроизводящей прослойки

Таким образом, незначительное смещение аксиальной ВЗВ, практически не влияющее на основные интегральные нейтронно-физические параметры активной зоны (линейная нагрузка, критичность, эффект выгорания), может быть использовано для увеличения

- степени самозащитности реактора к аварии типа ULOF при сохранении линейной нагрузки (мощности реактора),
- линейной нагрузки (мощности активной зоны) при неизменности степени самозащитности реактора.

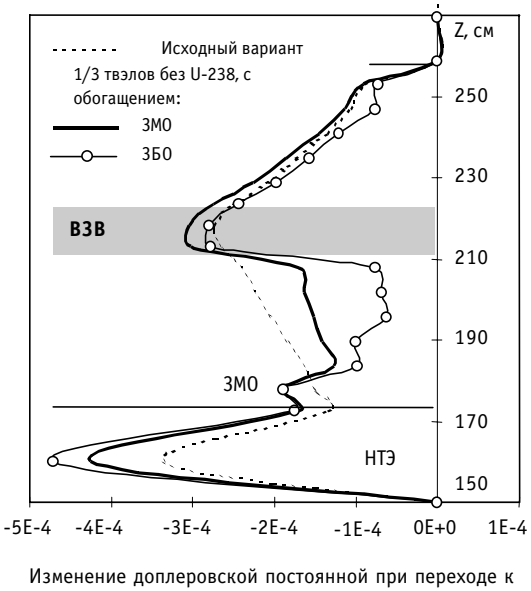
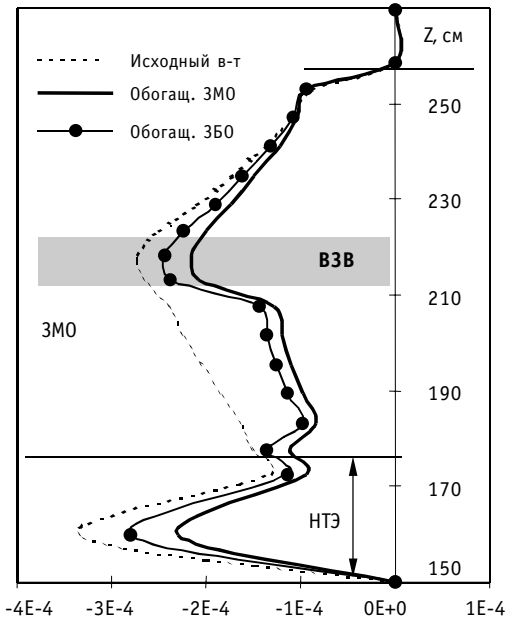
Снижение доплер-эффекта нижней части активной зоны возможно также при частичном введении, по крайней мере, в пределах ЗМО твэлов без топлива (компоновка типа CAPRA) или с топливом без ^{238}U .

Из достаточно большого числа возможных комбинаций на рис. 8 показаны варианты

- с заменой в нижней части ЗМО 1/3 твэлов на стальную твэльную трубку, верхняя часть остается неизменной;
- с заменой в 1/3 твэлов нижней части ЗМО топлива на топливо без U^{238} с обогащением топлива ЗМО;
- с заменой в 1/3 твэлов нижней части ЗМО топлива на топливо без U^{238} с обогащением топлива ЗМО.

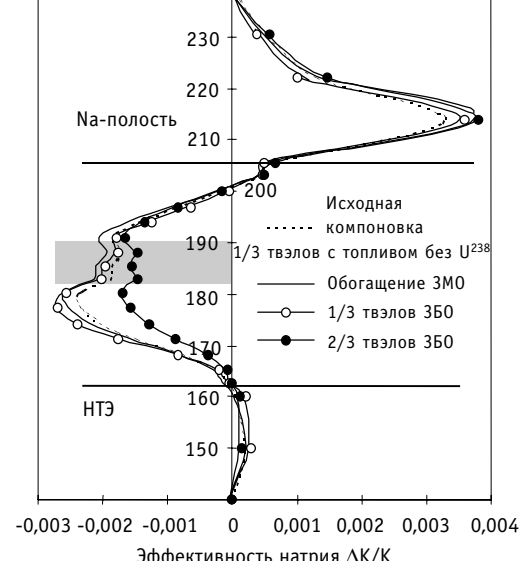
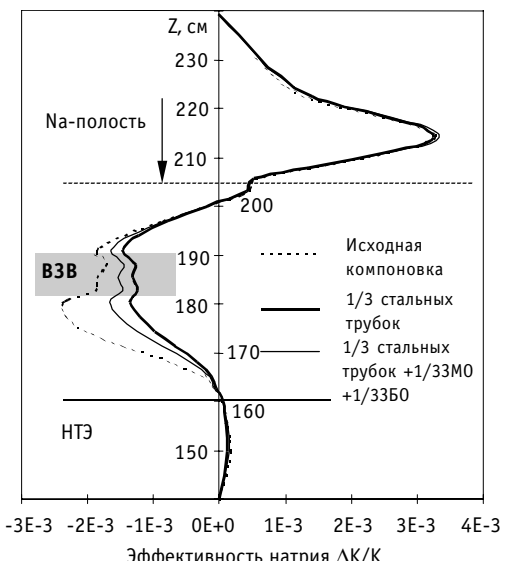
При выбранных изменениях композиционного состава уменьшается количество воспроизводящего материала (следовательно, воспроизводство вторичного плутония) в нижней половине ЗМО. Для вариантов со стальной трубкой уменьшается также и количество делящегося материала. Оба эти фактора приводят к увеличению эффекта выгорания (табл. 2). Соответственно должна быть изменена эффективность стержней компенсации, что противоречит исходному условию минимизации эффекта от самохода стержня. Либо должен быть уменьшен интервал между перегрузками, что ухудшает экономические показатели реактора.

При сохранении исходной критичности, номинальных линейной нагрузки на топливный твэл и подогрева натрия максимальная температура натрия в аварийном процессе снижается (рис.9) в результате достигнутой пространственно-временной перестройки компонент реактивности обратной связи (табл.3). Ее предельное снижение в рассмотренных модификациях первичной компоновки находится на уровне $\leq 100^\circ$ для



Изменение доплеровской постоянной при переходе к ТВС с 1/3 стальных трубок в нижней части ЗМО

Изменение доплеровской постоянной при переходе к 1/3 твэлов без U^{238} в нижней части ЗМО



Изменение эффективности натрия при переходе к ТВС с 1/3 стальных трубок в нижней части ЗМО

Изменение эффективности натрия при переходе к 1/3 твэл без U^{238} в нижней части ЗМО

Рис.8. Влияние композиционного состава нижней части ЗМО на аксиальные распределения доплеровской постоянной и эффективности натрия

вариантов со стальной трубкой и $\leq 80^\circ$ для вариантов с топливом без U^{238} . Таким образом, рассмотренные решения оптимального профилирования доплер-эффекта позволяют увеличить степень самозащитенности реактора либо увеличить его интегральную мощность с 1300 до ~ 1500 МВт.

Введение стальной трубки при неизменности обогащения топлива и при сохранении линейной нагрузки и подогрева натрия уменьшает энерговыработку ЗМО на $\sim 12\%$ (всей

Таблица 2

Эффект выгорания в модификациях активной зоны с уменьшенным количеством воспроизводящего материала в нижней половине ЗМО (При условии сохранения длительности межперегрузочного интервала)

1/3 твэлов заменена стальной трубкой	
Состав топлива нижней части ЗМО:	Эффект выгорания, %ΔК/К
- все твэлы с обогащением ЗМО	-1,43
- 1/2 твэлов с обогащением ЗМО	-0,58
ИСХОДНАЯ НИТРИДНАЯ ЗОНА	-0,3
1/3 твэлов с топливом без U-238	
- обогащение ЗМО	-0,2
- обогащение ЗМО в 1/3 твэлов	0,67
2/3 твэлов без U-238	
- обогащение ЗМО	-0,765

активной зоны на ~8%), т.е. более безопасные варианты с заменой части твэлов на стальную трубку проигрывают вариантам с топливом без U^{238} с точки зрения эффекта выгорания и наработки мощности активной зоны.

Следует относиться критически к приведенным значениям максимально возможной мощности, полученным с помощью упрощенной динамической программы [3], в которой пространственное распределение коэффициентов реактивности использовалось

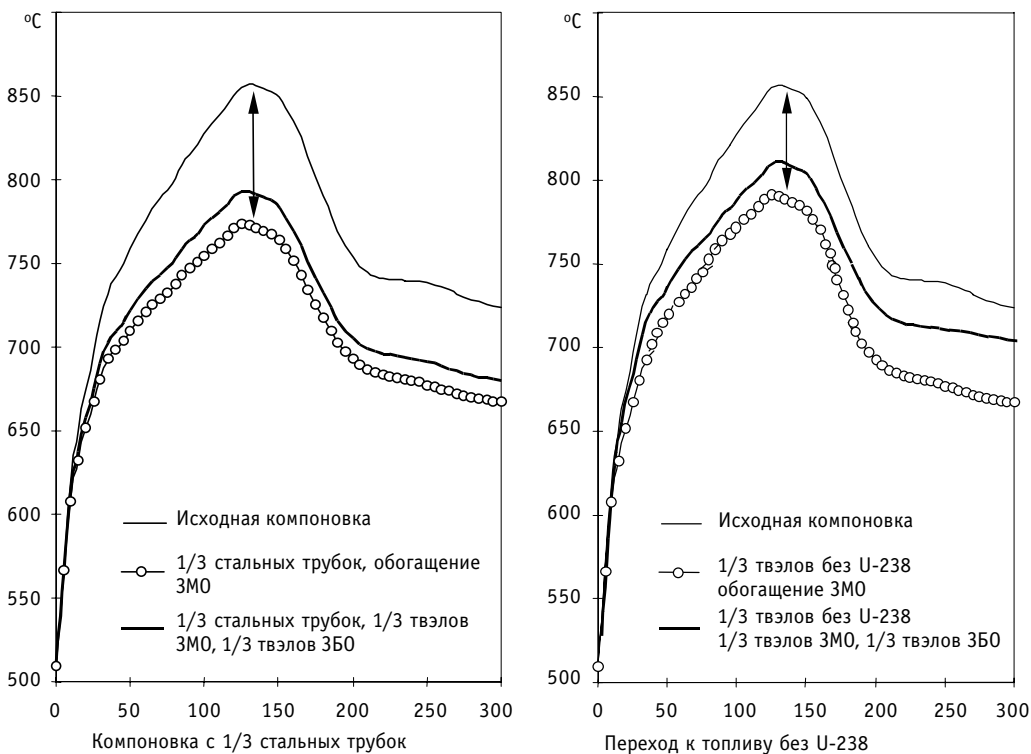


Рис.9. Температура натрия в аварии ULOF на выходе из активной зоны при различных модификациях нижней части ЗМО

Таблица 3

Температурные коэффициенты реактивности в модифицированных вариантах активной зоны, $(\Delta k/k)/^{\circ}C$

Активная зона	Компонента ТКР	Аксиальная область физической зоны							Вся ЗБО	Вся акт. зона
		На-полость	Верх ЗМО	ВЗ _{ЗМО}	Низ ЗМО	НТЭ	Вся ЗБО	Вся акт. зона		
Исходная компоновка	$T(\partial k/\partial T)$	-3.31E-12	-8.70E-04	-7.82E-04	-9.31E-04	-4.67E-04	-1.74E-03	-4.88E-03		
	TKR_{Na}	5.11E-03	-6.03E-03	-6.14E-03	-6.78E-03	1.11E-04	-2.67E-03	-1.54E-02		
	TKR_{Ax}	-4.43E-09	-4.23E-04	-1.55E-04	-2.78E-04	-1.76E-05	-2.03E-02	-2.12E-02		
	TKR_{Rad}	-2.59E-02	-5.60E-02	-8.30E-03	-7.18E-02	-2.65E-02	-1.99E-01	-4.14E-01		
1/3 стальных трубок в нижней части ЗМО	$T(\partial k/\partial T)$	-4.34E-12	-7.50E-04	-5.51E-04	-5.23E-04	-3.23E-04	-2.65E-03	-4.89E-03		
	TKR_{Na}	5.17E-03	-4.95E-03	-3.93E-03	-3.34E-03	1.19E-04	-2.92E-03	-8.80E-03		
	TKR_{Ax}	-6.46E-09	-2.38E-03	-1.40E-03	-2.09E-03	-1.42E-04	-3.02E-02	-3.64E-02		
	TKR_{Rad}	-2.42E-02	-4.88E-02	-2.46E-03	-3.61E-02	-1.72E-02	-3.23E-01	-4.76E-01		
1/3 твэлов с топливом без U-8 обогащением ЗМО	$T(\partial k/\partial T)$	-3.16E-12	-9.43E-04	-7.79E-04	-7.78E-04	-5.95E-04	-1.27E-11	-4.76E-03		
	TKR_{Na}	5.38E-03	-6.54E-03	-6.71E-03	-7.33E-03	1.72E-04	-2.52E-03	-1.65E-02		
	TKR_{Ax}	-4.25E-09	-2.17E-04	-6.74E-05	-1.49E-04	-5.88E-05	-1.87E-02	-1.93E-02		
	TKR_{Rad}	-2.76E-02	-6.18E-02	-1.17E-02	-8.89E-02	-3.50E-02	-1.74E-01	-4.28E-01		
1/3 твэлов с топливом без U-8 обогащением ЗБО	$T(\partial k/\partial T)$	-2.25E-12	-8.02E-04	-6.36E-04	-5.24E-04	-6.49E-04	-1.17E-03	-3.86E-03		
	TKR_{Na}	4.28E-03	-5.47E-03	-6.56E-03	-7.91E-03	4.57E-04	-2.10E-03	-1.64E-02		
	TKR_{Ax}	-2.98E-09	-1.44E-04	-2.87E-04	-4.73E-04	-1.97E-04	-2.06E-02	-2.17E-02		
	TKR_{Rad}	-2.23E-02	-5.68E-02	-3.06E-02	-1.41E-01	-4.76E-02	-1.23E-01	-4.44E-01		
1/3 ст. трубок, 1/3 твэлов с обогащ. ЗМО, 1/3 с обогащ. ЗБО	$T(\partial k/\partial T)$	-4.11E-12	-8.15E-04	-6.24E-04	-6.09E-04	-3.95E-04	-2.40E-03	-4.94E-03		
	TKR_{Na}	5.28E-03	-5.48E-03	-4.67E-03	-4.26E-03	1.34E-04	-2.98E-03	-1.09E-02		
	TKR_{Ax}	-5.81E-09	-1.54E-03	-8.29E-04	-1.25E-03	-6.80E-05	-2.72E-02	-3.10E-02		
	TKR_{Rad}	-2.56E-02	-5.24E-02	-3.59E-03	-4.72E-02	-2.14E-02	-2.86E-01	-4.62E-01		

$T(\partial k/\partial T)$ - доплеровская постоянная

интегрально по радиусу активной зоны. При детализация распределений (например, 2 зоны по радиусу - ЗМО и ЗБО и аксиальный учет выгорания) получаемые изменения значений коэффициентов реактивности приводят к снижению максимальной расчетной температуры натрия в аварии ULOF до 30-50 °[12]. Все это приведет к увеличению на ~150-200 МВт допустимой мощности, которая тем не менее остается ниже предварительно постулируемой (1600 МВт).

ВЫВОДЫ

1. При проектировании быстрых реакторов повышенной безопасности часто ограничиваются требованиями минимизации эффекта выгорания и отрицательности НПЭР в соответствии с требованиями ПБЯ. Установка типа БН-1600 с компоновкой, разработанной в таком подходе, не соответствует принципу самозащитности, в частности, происходит вскипание натрия при аварии ULOF. Такая активная зона могла бы удовлетворить критерию не вскипания при снижении номинальной мощности до уровня 1300 МВт(э) - номинальные линейные нагрузки на твэл не должны превосходить ~ 340 Вт/см для окисного топлива и ~ 380 Вт/см для нитридного топлива. При сохранении же номинальной мощности в принятой компоновке препятствием для прохождения аварии ULOF без кипения является избыток реактивности величиной $\sim(0,11-0,13)\%DK/K$.

2. Использование при разработке установки упрощенного динамического расчета позволяет определить узкие места проекта и модифицировать компоноку для достижения самозащитности. В проанализированной активной зоне для определяющей аварии ULOF из-за отрицательности компонент реактивности, связанных с температурой натрия, доплер-эффект положителен и в нежелательной степени стабилизирует мощность. При этом в аварии с вводом внешней реактивности, где доплер-эффект снижает мощность, имеется определенный запас по его величине. Наибольший вклад в доплер-эффект в аварии ULOF дает нижняя часть активной зоны, в которой максимальны изменения температур топлива. Изменяют профиль аксиальных температур топлива или доплеровской постоянной незначительные вариации компоновки и/или композиционного состава нижней части ЗМО. Исходя из этого предлагаются следующие варианты изменения компоновки активной зоны.

Вариант 1. Смещение вниз аксиальной ВЗВ и НТЭ благоприятно сказывается на протекании аварии ULOF: максимальная температура натрия для нитридной загрузки снижается на 30-50°. Перенос НТЭ за газосборники увеличивает реактивность обратной связи, переход через максимальную температуру (при некотором ее снижении) происходит быстрее, чем в других вариантах.

Вариант 2. Снижение доплер-эффекта при переходе на специфический тип твэльной гетерогенности в пределах ЗМО (в нижней области в 1/3 твэлов ЗМО используется топливо без U^{238} либо топливный участок заменяется стальной твэльной трубкой) приводит к аксиальному перепрофилированию основных компонент реактивности. В нижней части снижается доплер-эффект, увеличивается отрицательность натриевой плотностной компоненты. Результирующее изменение максимальной температуры натрия составляет ~80°. Для варианта со стальными трубками происходит уменьшение мощности на ~9% и увеличение эффекта выгорания.

3. Выбор определяющей аварии позволяет сконцентрировать внимание разработчиков как на возможность модификации активных зон с максимальной самозащитностью, так и на требованиях к коэффициентам реактивности и точности их расчета. Определяющая авария через комплекс коэффициентов реактивности выступает в виде гаранта достижения постулируемой мощности.

Литература

1. Матвеев В.И., Мурогов В.М., Поплавский В.М. и др. Современная концепция развития реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем // Теплоэнергетика. – 1994. - № 5. – С. 2-10.
2. Матвеев В.И., Елисеев В.А., Малышева И.В. Выбор основных параметров и характеристики перспективного быстрого энергетического реактора с натриевым теплоносителем // Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2000. - №2. - С.101-110.
3. Правила безопасности реакторных установок атомных станций (ПБЯ РУ АС-89). Госпрома-томнадзор.
4. Данилычев А.В. и др. Взаимосвязь теплотехнических данных и физических параметров безопасности при осуществлении принципа максимальной самозащищенности в быстрых реакторах: Препринт ФЭИ-2813. – Обнинск, 2000.
5. Shvetsov Yu. E., Kuznetsov I. A., Volkov A. A. GRIF-SM - the computer code for analysis of the severe beyond design basis accident in sodium cooled reactors: Proc. of Int. Topical Meeting «Sodium Cooled Fast Reactor Safety» (Obninsk, Russia, 3-7 October, 1994). - V. 2. - P. 2-83.
6. Imke U., Struwe D., Niwa H., et al. Status of the SAS4-A-Code Development for Consequence Analysis of the Core Disruptive Accidents. - ibb. [1]. - V. 2. - P. 2-242.
7. Елистратов Д.Г. DICOR - упрощенная программа динамического расчета аварийных режимов работы для концептуальных исследований самозащищенности быстрых реакторов: Препринт ФЭИ-2869. - Обнинск, 2000. - 18 с.
8. Кузнецов И.А. Аварийные и переходные режимы работы в быстрых реакторах. - М.: Энергоиздат, 1987.
9. Данилычев А.В., Елистратов Д.Г. и др. Выбор определяющей аварии при обосновании концепции перспективных активных зон БН большой мощности повышенной безопасности: Препринт ФЭИ-2882. – Обнинск, 2001. – 20 с.
10. Danilytchev A., Matveev V. et al. Physics concept development of power fast reactor of maximum attainable safety level: In Proc. Int. Topical Meeting "Sodium cooled fast reactor safety (Obninsk Russia, Oct. 3-7 1994). - V. 2. - P. 2-73.
11. Takanoby, Mitsuaki Y. et al. An axially and radially two-zoned Large Liquid-Metal Fast Breeder Reactor core concept // Nucl. Technology. – 1985. - V. 71. - P. 548.
12. Данилычев А.В., Елистратов Д.Г., Ринейский А.А. и др. Оценка влияния точности расчета температурного коэффициента реактивности на безопасность быстрого реактора в аварии ULOF // ВАНТ. Сер. Ядерные константы. – 2000. - Вып. 1. - С. 78.

Поступила в редакцию 26.06.2001

УДК: 621.039.54

О РАЗМНОЖАЮЩИХ СВОЙСТВАХ ПОДКРИТИЧЕСКОГО БЛАНКЕТА ЭЛЯУ ПРИ ГЛУБОКОМ ВЫГОРАНИИ ТОПЛИВА И МНОГОКРАТНОМ ПРИМЕНЕНИИ DUPIC-ТЕХНОЛОГИИ ЕГО РЕГЕНЕРАЦИИ

Г.Г. Куликов, А.Н. Шмелев

*Московский инженерно-физический институт (технический университет),
г. Москва*



Рассмотрено применение термомеханической DUPIC-технологии регенерации топлива для достижения сверхглубокого выгорания топлива в слабоподкритическом бланкете ЭЛЯУ с быстрым спектром нейтронов.

ВВЕДЕНИЕ

В 90-е гг. прошлого столетия была выполнена разработка концепции быстрого реактора БРЕСТ с тяжелым (свинцовым) теплоносителем. Как было объявлено разработчиками [1,2], отличительной особенностью концепции является повышенная безопасность этого реактора с исключением тяжелых аварий на детерминистическом уровне. Это достигается тем, что эффекты реактивности, связанные с изменением рабочих условий, малы, благоприятны и ни в каких мыслимых случаях не приводят к критичности на мгновенных нейтронах (кроме, пожалуй, крупного террористического акта, который должен быть исключен соответствующими организационными мерами). Длительность кампании топлива и режим перегрузок в реакторе подобраны таким образом, чтобы соответствующие изменения реактивности в процессе выгорания также не превышали $\beta_{эф}$ – эффективной доли запаздывающих нейтронов. До сих пор по существу этой концепции не было высказано таких критических замечаний, которые бы привели разработчиков к необходимости пересмотреть свои взгляды на то, что в реакторе БРЕСТ детерминистически исключены тяжелые аварии.

Как это ни покажется странным на первый взгляд, но указанная разработка может заметно повлиять на пересмотр оценки перспективности электроядерной установки (ЭЛЯУ) со слабоподкритическим бланкетом, по конструкции сходным с активной зоной реактора БРЕСТ.

До сих пор считалось, что одним из основных достоинств использования ЭЛЯУ является повышение безопасности за счет перехода на подкритический режим работы. Подкритический режим работы открывает также возможность использования бланкетных зон (привлекательных с различных точек зрения), которые, однако, характеризуются неблагоприятными эффектами реактивности и не могут

эксплуатироваться в критическом режиме из соображений безопасности.

Обычно принято считать, что степень подкритичности должна соответствовать $K_{эф}$ бланкета на уровне 0,95. Однако теперь, после выполнения разработок по реактору БРЕСТ, смысл подкритического режима не только не обесценивается, а наоборот, открывает новые возможности. Действительно, проработка этой концепции реактора (критической системы) с детерминистическим исключением тяжелых аварий, по существу, означает, что это тем более будет справедливо для подкритического бланкета ЭЛЯУ с $K_{эф}$, достаточно близким к единице. Это, в свою очередь, позволило бы перейти на режим облучения топлива с существенно большим выгоранием по сравнению с реактором БРЕСТ и получить преимущества, связанные с сокращением объемов топливного цикла.

НЕКОТОРЫЕ ОСОБЕННОСТИ КОНЦЕПЦИИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА БРЕСТ

В соответствии с идеологией этой концепции в реакторе БРЕСТ эффекты реактивности по температуре топлива и теплоносителя отрицательны и невелики (менее $\beta_{эф}$). Изменение реактивности в процессе выгорания топлива не превышает $\beta_{эф}$, поскольку внутренний коэффициент воспроизводства близок к единице (слегка ее превышает). Чтобы этого достичь, было предложено использовать топливо повышенной плотности – мононитрид (UN+PuN) и ограничить глубину выгорания величиной 7-9% т.а. [3]. При уменьшенной теплонапряженности активной зоны ~150 МВт/м³ длина кампании составляет пять лет с частичной перегрузкой реактора один раз в год. Для улучшения защищенности от неконтролируемого распространения делящихся материалов в концепции предусмотрен пристанционный топливный цикл на основе электрохимии [4].

Таким образом, необходимость поддержания стабильных размножающих свойств в критической системе в процессе выгорания и благоприятных эффектов реактивности с целью обеспечения детерминистического уровня безопасности заставила разработчиков концепции быстрого реактора БРЕСТ отказаться от традиционно используемого оксидного топлива, перейти на частую радиохимическую переработку нитридного топлива с извлечением основной массы продуктов деления.

Как известно, роль накапливающихся продуктов деления в балансе цепной реакции деления на быстрых нейтронах относительно невелика. Поэтому в зонах с быстрым спектром нейтронов принципиально возможно достигать глубокого выгорания топлива. Однако требование обеспечить безопасность критической системы (реактора БРЕСТ) с исключением тяжелых аварий на детерминистическом уровне не позволило разработчикам использовать это преимущество, а также и ряд других, которые принципиально присущи такого рода системам на быстрых нейтронах.

О ПОТЕНЦИАЛЬНЫХ ПРЕИМУЩЕСТВАХ СЛАБОПОДКРИТИЧЕСКОГО БЛАНКЕТА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ, ОХЛАЖДАЕМОГО ТЯЖЕЛЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Перевод активной зоны этого реактора в слабоподкритический режим работы с подсветкой нейтронов из мишени, бомбардируемой пучком ускоренных заряженных частиц, может позволить сохранить свойства безопасности на детерминистическом уровне и в то же время приобрести ряд важных дополнительных преимуществ.

Во-первых, можно резко увеличить глубину выгорания топлива и существенно сократить требуемые объемы его радиохимической переработки. Тем самым снизится

потенциальная опасность, связанная с неконтролируемым распространением делящихся материалов.

Во-вторых, можно будет расширить нуклидный состав топлива за счет введения в достаточном количестве, например, младших актинидов, что позволит стабилизировать размножающие свойства зоны при глубоком выгорании [5].

В-третьих, введение младших актинидов в состав топлива (^{237}Np , ^{241}Am) резко повысит накопление ^{238}Pu , присутствие которого в плутонии рассматривается как весьма эффективный защитный барьер на пути неконтролируемого распространения [6].

В-четвертых, можно использовать оксидное топливо, широко освоенное в ядерной энергетике и хорошо совместимое с другими используемыми материалами. Для оксидного топлива разработана так называемая DUPIC-технология [7], т.е. технология термомеханической регенерации, что открывает возможность многократного увеличения глубины выгорания, исключив радиохимическую переработку.

В-пятых, использование тяжелого теплоносителя для охлаждения blankets, идентичного материалу мишени, позволяет исключить из конструкции стационарную стенку, герметически разделяющую мишень и blanket и работающую в весьма напряженном режиме.

ТЕРМОМЕХАНИЧЕСКАЯ DUPIC-ТЕХНОЛОГИЯ РЕГЕНЕРАЦИИ ОКСИДНОГО ТОПЛИВА

Изначально DUPIC-технология была разработана для дожигания отработанного топлива легководных реакторов PWR в реакторах CANDU с тяжеловодным замедлителем.

Как известно [7], облученное топливо реакторов PWR содержит 1,5-2,5% делящихся нуклидов (недовыжженный ^{235}U и накопившийся Pu) и поэтому оно может быть использовано в тяжеловодных реакторах CANDU без дополнительного обогащения. Необходимо только предусмотреть рефабрикацию оксидного топлива с последующим изготовлением твэлов и ТВС, по конструкции соответствующих реактору CANDU. Поэтому разработанная технология включает в себя только термомеханические операции. Из облученных сборок реактора PWR извлекаются твэлы и затем разрезаются на части, чтобы иметь доступ к оксидному топливу. Для отделения топлива от оболочек, его измельчения и освобождения от газовых и легколетучих продуктов деления производится окислительно-восстановительное термоциклирование.

Окисление производится в воздушной атмосфере при температуре $\sim 450^\circ\text{C}$. При этом UO_2 переходит в U_3O_8 с уменьшением плотности на $\sim 30\%$. Восстановление производится в ($\text{Ar}+4\%\text{H}_2$)-атмосфере при температуре 700°C , и U_3O_8 вновь переходит в UO_2 . Благодаря этим термоциклам топливо разрыхляется и рассыпается в мелкий порошок. Оно освобождается от газовых продуктов деления (главным образом, от инертных газов ксенона и криптона), а также и от легколетучих продуктов (цезий, рутений). Для получения в последующем спеченного топлива повышенной плотности для реактора CANDU операция термоциклирования чередуется с измельчением порошка на специальных механических мельницах. Затем порошок топлива подвергается прессованию и спеканию в таблетки, которые используются для изготовления твэлов и ТВС реактора CANDU.

Таким образом, эта технология регенерации не содержит ни операций, ни оборудования для разделения урана, плутония и основной массы продуктов деления и поэтому считается, что она обладает свойством защищенности делящихся материалов

от неконтролируемого распространения. По существу, с использованием этой термомеханической технологии осуществляется освобождение топлива от газовых и легколетучих продуктов деления, обновление оболочки твэла и создание новой ТВС для следующего этапа облучения. Если в топливе содержится достаточное количество делящегося материала, то следующий этап облучения можно осуществить и в этом же реакторе, из которого топливо было выгружено. А в рассматриваемом нами случае это означает продолжить облучение дальше в бланкете ЭЛЯУ.

РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ

Изменение размножающих свойств бланкета при глубоком выгорании с промежуточной регенерацией топлива по DUPIC-технологии изучалось на модели цилиндрической ячейки с использованием вычислительной программы GETERA [8]. Влияние утечки нейтронов из бланкета в расчете учитывалось путем введения баклинга V^2 . Некоторые параметры расчетной ячейки были приняты в соответствии с [3] (где описаны конструктивные особенности реактора БРЕСТ):

- диаметр твэла $d - 10,2$ мм;
- толщина стального покрытия – $0,5$ мм (сталь марки ЭП-823);
- топливо – $(^{238}\text{UO}_2 + ^{239}\text{PuO}_2 + ^{237}\text{NpO}_2)$;
- плотность топлива (“размазанная”) – $9,52$ г/см³;
- теплоноситель – Pb;
- баклинг – $V^2 = 0,0005$ 1/см²;

Значение баклинга, выбранного для расчетов, соответствует аксиальной утечке нейтронов в торцевые экраны реактора БРЕСТ (высота активной зоны 110 см). Уменьшенная плотность топлива (что соответствует пористости 16%) была выбрана из расчета компенсации распухания под действием твердых продуктов деления [9]. Предполагалось, что в качестве делящегося материала свежее МОХ-топливо содержит ^{239}Pu . Для стабилизации размножающих свойств в процессе выгорания в топливо было добавлено 10% $^{237}\text{NpO}_2$.

Как показали ранее выполненные исследования [5], добавление ^{237}Np инициирует цепочку изотопных превращений $^{237}\text{Np}(n,\gamma) \dots ^{238}\text{Pu}(n,\gamma) ^{239}\text{Pu} \dots$, где первый нуклид играет роль выгорающего поглотителя, второй – делящийся нуклид с умеренными размножающими свойствами, а ^{239}Pu – нуклид с хорошими размножающими свойствами. Таким образом, последовательность изотопных превращений этой цепочки в процессе облучения улучшает размножающие свойства топлива, что позволяет компенсировать эффект снижения реактивности вследствие накопления продуктов деления, стабилизировать размножающие свойства и тем самым увеличить глубину выгорания. В расчетах предполагалось, что длительность цикла облучения топлива соответствует накоплению продуктов деления не более ~10% т.а. После этого топливо выгружается из бланкета и подвергается регенерации с помощью DUPIC-технологии. Затем вновь происходит фабрикация топлива, изготовление новых тепловыделяющих элементов и ТВС. При этом новый шаг решетки твэлов (t) выбирается таким образом, чтобы по возможности обеспечить выгорание 10% в следующем цикле облучения. Это позволяет весьма эффективно управлять начальным значением коэффициента размножения K_{multi} в пределах $0,95 \leq K_{multi} < 1$. (K_{multi} представляет из себя параметр K_{∞} , при расчете которого с помощью баклинга V^2 учитывается утечка нейтронов из бланкета [8]).

Рассматривались два режима облучения. Первый соответствует циклам с выгрузкой и регенерацией всего топлива бланкета одновременно и поэтому предусматривалось, что начальное K_{multi} выбирается в пределах $0,95 \leq K_{multi} < 1$ с учетом превышения единицы даже в случае уменьшения плотности теплоносителя. Второй – соот-

ветствовал режиму непрерывных перегрузок, когда в бланкете присутствуют ТВС с малым выгоранием, а также ТВС с большим выгоранием. В таком режиме за счет избыточных нейтронов, генерируемых в ТВС с малым выгоранием, можно обеспечить более длительное облучение ТВС с большим выгоранием. В этом случае K_{multi} решетки твэлов с большим выгоранием может быть заметно меньше, чем 0,95, подпитываясь нейтронами от ТВС с большей реактивностью. В то же время в режиме непрерывных перегрузок средний по бланкету коэффициент размножения может поддерживаться на уровне $K_{multi}=0,95$. Тогда предельное выгорание (S_{max}) для этого режима облучения определяется из интегрального баланса реактивности:

$$\int_0^{S_{max}} [K_{multi}(s) - 0,95] \cdot ds = \int_0^{S_{max}} [0,95 - K_{multi}(s)] \cdot ds$$

(для области изменения s , при которых $K_{multi}(s) \geq 0,95$) (для области изменения s , при которых $K_{multi}(s) \leq 0,95$)

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА

Расчет изменения размножающих свойств в процессе глубокого выгорания и многократной DUPIC-регенерации твэлов выполнялся для диоксидного топлива ($^{238}\text{UO}_2 + ^{239}\text{PuO}_2 + 0-10\% ^{237}\text{NpO}_2$), а также для топлива в виде моонитрида ($^{238}\text{UN} + ^{239}\text{PuN} + 0-10\% ^{237}\text{NpN}$). Рассматривалось топливо без введения Np и топливо с 10% добавкой Np, что, как известно [5], позволяет стабилизировать размножающие свойства в процессе облучения, а значит и увеличить глубину выгорания. После каждых ~10% т.а. выгорания (а может быть и чаще, если происходит быстрая деградация размножающих свойств решетки твэлов) предполагается применение DUPIC-технологии регенерации и выбор нового параметра t/d решетки твэлов, чтобы величина K_{multi} принимала значения в заданных пределах ($0,95 < K_{multi} < 1$).

Изменение коэффициента размножения K_{multi} бланкета на оксидном топливе (без ^{237}Np) в циклическом режиме с выгрузкой и регенерацией всего топлива бланкета одновременно показано на рис.1а. Можно видеть, что в начале облучения бланкета с достаточно широкой решеткой твэлов ($t/d=1,512$) реактивность падает и по достижении выгорания ~11% т.а. соответствует $K_{multi}=0,95$. Затем топливо подвергается регенерации с использованием DUPIC-технологии, изготавливаются твэлы и ТВС с более тесной решеткой ($t/d=1,396$) и при этом размножающие свойства улучшаются. В процессе рециклов с регенерацией топлива осуществляется уменьшение t/d решетки твэлов. При циклической перегрузке всего бланкета необходимо выполнение условия $K(s)_{multi} \geq 0,95$ и при переходе к самому малому шагу (из рассмотренных) решетки твэлов $t/d=1,165$ достигаемая глубина выгорания составляет ~27% т.а.

Для непрерывного режима перегрузки предполагается, что выгружаются и подвергаются регенерации только те ТВС, которые достигли выгорания очередных 10% т.а. При этом средняя по бланкету величина $K_{multi}=0,95$ может поддерживаться до максимального выгорания топлива ~30% т.а. (см.рис.1б). После этого в принятых предположениях необходимо проводить уже радиохимическую переработку топлива с извлечением накопившихся продуктов деления.

Добавление в топливо 10% ^{237}Np позволяет в режиме непрерывных перегрузок достичь максимальной глубины выгорания 40% т.а. (см.рис.2а), что является следствием стабилизации размножающих свойств при выгорании такого топлива [5]. Это выгорание в 5,5 раза больше, чем среднее выгорание заложенное в проекте реактора БРЕСТ.

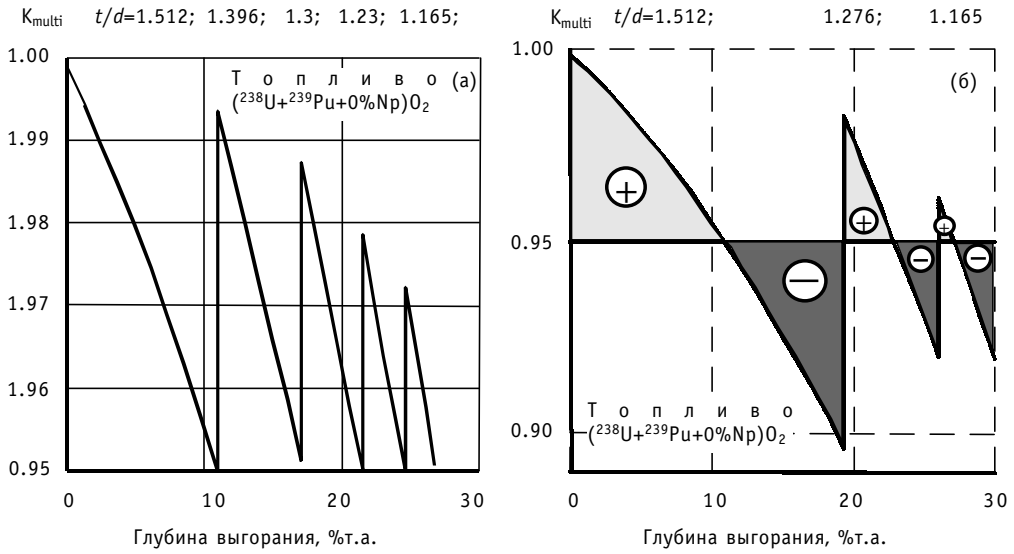


Рис.1. Изменение размножающих свойств решетки твэлов K_{multi} в процессе выгорания и при использовании DUPIC-технологии для оксидного топлива без нептуния: а) – циклический режим перегрузки; б) – непрерывный режим перегрузки

В процессе глубокого выгорания происходит существенное уменьшение содержания ^{237}Np – с 10% в начале до 0,5% при 40% т.а. выгорания (см. табл. 1). После радиохимической переработки необходимо будет его восполнить опять до 10% и поэтому цепочка $^{237}\text{Np} \rightarrow ^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{239}\text{Pu}$ вновь будет оказывать стабилизирующее влияние на размножающие свойства топлива.

Образование ^{238}Pu в этой цепочке приводит к тому, что заложенный в топливо действующий плутоний будет обладать важным защитным барьером против неконтролируемого распространения, связанным с генерацией нейтронов спонтанного деления и теп-

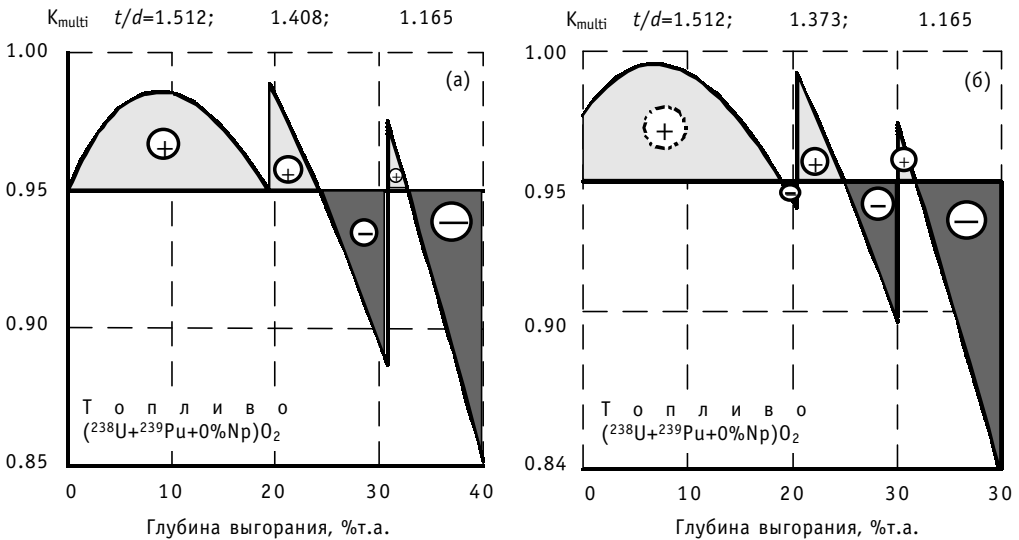


Рис.2. Изменение размножающих свойств решетки твэлов K_{multi} в процессе выгорания и при использовании DUPIC-технологии для топлива с 10%т.а. нептуния при непрерывном режиме перегрузки: а) – оксидное топливо; б) – нитридное топливо

Таблица 1

Содержание ^{237}Np в топливе и доля ^{238}Pu в плутонии (непрерывный режим перегрузок)

Выгорание топлива, % т.а.	0	10	20	30	40
^{237}Np , %	10	5,1	2,52	1,15	0,47
^{238}Pu в Pu, %	--	17,9	17,2	13,8	8,2
Тепловыделение в плутониевом заряде весом 10 кг, Вт	25	1050	1010	815	500

ловыделением α -распада [10]. В табл. 1 приведено изменение содержания ^{238}Pu в Pu в процессе выгорания. Оценено также тепловыделение в плутониевом заряде весом 10 кг, который может быть изготовлен из плутония, накопившегося в топливе. Причем на начало облучения тепловыделение соответствует оружейному плутонию [11]. Из таблицы видно также, что в процессе облучения тепловыделение возрастает в 20-40 раз, что может существенно повлиять на возможность переключения такого плутония на неэнергетические цели [10].

Как уже отмечалось, при выборе начального значения K_{multi} для каждого следующего цикла облучения учитывалось, чтобы даже при уменьшении плотности теплоносителя величина K_{multi} в процессе облучения не превышала единицу. В силу присутствия в топливе нуклидов ^{237}Np , ^{238}Pu и продуктов деления плотностной эффект реактивности ТВС ($\Delta K/K$) по теплоносителю положителен и значителен по величине (его максимальное значение в первом цикле облучения составило +0,0136, а в последнем +0,0275). Если для реактора БРЕСТ такой эффект реактивности считается недопустимым, то в рассматриваемом подкритическом бланкете даже бесконечная решетка из ТВС с таким топливом не может достичь критичности. Можно ожидать, что при введении ^{237}Np в начальный состав топлива в количестве более 10% достигаемая глубина выгорания окажется даже больше, чем 40% т.а.

Как известно в "классическом" DUPIC-топливном цикле рассматривается добавление некоторого количества слабообогащенного урана перед фабрикацией топлива для реактора CANDU. Добавление различных материалов при регенерации топлива в процессе рециклирования в случае бланкета ЭЛЮ можно рассматривать как дополнительный фактор, разумное использование которого могло бы привести к дальнейшему повышению глубины выгорания топлива.

Для того, чтобы в еще большей мере снизить потребность в радиохимической переработке топлива, представляется целесообразным перейти с оксидного топлива на более плотное (например, нитридное топливо). Улучшение размножающих свойств может позволить увеличить глубину выгорания в рамках использования термо-механической регенерации. Результаты расчета коэффициента размножения K_{multi} для режима непрерывных перегрузок с использованием моноснитридного топлива ($^{238}\text{UN} + ^{239}\text{PuN} + 10\% ^{237}\text{NpN}$) с пористостью 30% приведены на рис.2б, где можно видеть, что среднее значение K_{multi} для бланкета, равное 0,95, можно поддерживать до максимального выгорания ~41% т.а. Введение 30%-пористости нитридного топлива позволяет допустить накопление твердых продуктов деления, соответствующее выгоранию ~60% т.а. при условии осуществления циклов термомеханической переработки DUPIC-технологии регенерации топлива с выпуском газообразных и легколетучих продуктов деления.

Сходные результаты получаются, если сначала использовать оксидное (пористое 16%) топливо, а затем после выгорания ~20% т.а. в процессе осуществления DUPIC-технологии регенерации перейти на более плотное нитридное топливо с

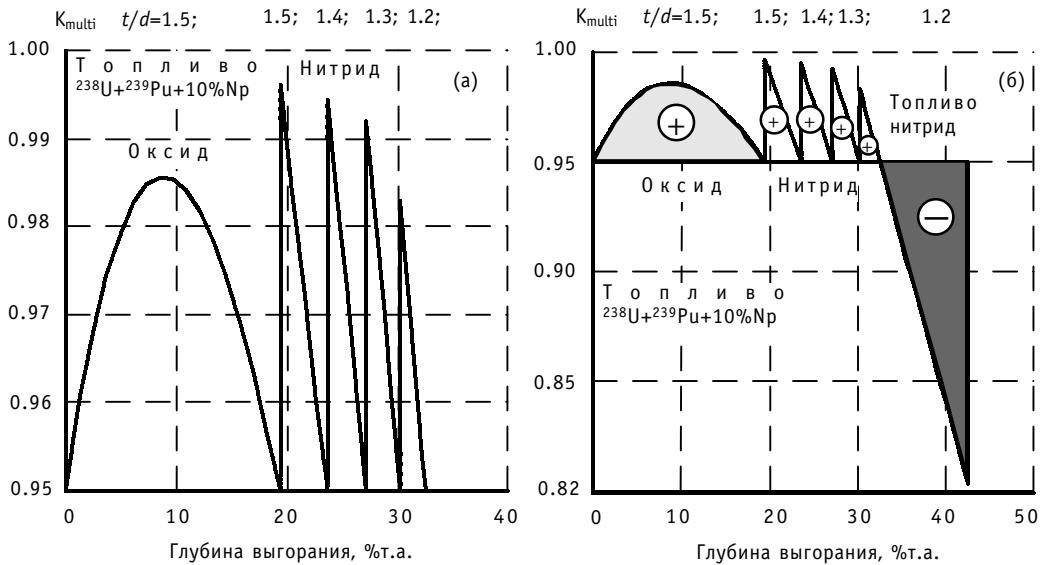


Рис.3. Изменение размножающих свойств решетки твэлов K_{multi} в процессе выгорания и использовании DUPIC-технологии для оксидного и нитридного топлива с 10%т.а. непутия: а) – циклический режим перегрузки; б) – непрерывный режим перегрузки

пористостью 30% (см. рис. 3). Однако это потребует развития DUPIC-технологии для соответствующей регенерации нитридного топлива. Физико-химические основы для этого имеются, поскольку известно, что нитридное топливо получают из оксидного с помощью термомеханических операций [4].

Как можно видеть из рисунков, уменьшение шага решетки твэлов для поддержания размножающих свойств в области повышенных выгораний необходимо осуществлять с небольшим шагом 3-5% т.а. В этом случае можно ограничиться чередованием применения DUPIC-технологии и простейшей операции по изменению шага решетки твэлов.

ВЫВОД

Слабоподкритический бланкет ЭЛЮ с быстрым спектром нейтронов, в котором используется оксидное топливо, содержащее младшие актиноиды, можно рассматривать как средство для генерации энергии с возможностью достижения сверхглубокого выгорания при использовании только термомеханической регенерации топлива на основе DUPIC-технологии.

Литература

1. Белая книга ядерной энергетики/Под ред. Е.О. Адамова. – М.: НИКИЭТ, 1998.
2. Орлов В.В. Эволюция технической концепции быстрого реактора. Концепция БРЕСТ: Тр. международн. семинара "Быстрый реактор и топливный цикл естественной безопасности для крупномасштабной энергетики. Топливный баланс, экономика, безопасность, отходы, нераспространение" (Москва, май 2000, Россия).
3. Борисов О.М., Орлов В.В., Наумов В.В. и др. Требования к активной зоне: Тр. международн. семинара "Быстрый реактор и топливный цикл естественной безопасности для крупномасштабной энергетики. Топливный баланс, экономика, безопасность, отходы, нераспространение" (Москва, май 2000, Россия).
4. Рогозкин Б.Д., Стереннова Н.М. и др. "Мононитридное смешанное U-Pu топливо и его электрохимическая регенерация в расплавленных солях": Тр. международн. семинара "Быстрый реактор и топливный цикл естественной безопасности для крупномасштабной энергетики. Топлив-

ный баланс, экономика, безопасность, отходы, нераспространение” (Москва, май 2000, Россия).

5. *Nikitin K., Saito M., Artisyuk V. et al.* An Approach to Long-Life PWR Core with Advanced U-Np-Pu fuel//Annals of Nuclear Energy. – 1999. - V. 26. - P.1021-1029.

6. *DeVolpi A.* Denaturing Fissile Materials//Progress in Nuclear Energy. – 1982. - V. 10. - № 2. - P. 161 - 220.

7. *Yang M.S., Kim B.G., Song K.W. et al.* Characteristics of DUPIC fuel Fabrication Technology: Proc. of the Intern. Conf. on Future Nuclear Systems “GLOBAL’97” (October 5-10, 1997, Pacifico Yokohama, Japan). - V. 1. - P. 535-537.

8. *Belousov N., Bichkov S., Marchuk Y. et al.* The code GETERA for cell and poly-cell calculations and capabilities: Proc. of the 1992 Topical Meeting on Advances in Reactor Physics (March 8-11, 1992 Charleston Sheraton, Charleston, SC, USA). - P. (2-516)-(2-523).

9. *Котельников Р.Б., Башлыков С.Н., Каштанов А.И., Меньшикова Т.С.* Высокотемпературное ядерное топливо. - М.: Атомиздат, 1978.

10. *Heising-Goodman C.D.* An Evaluation of the Plutonium Denaturing Concept as an Effective Safeguard Method//Nuclear Technology. - Oct. 1980. - V. 50. - P. 242-251.

11. *Carson Mark J.* Explosive Properties of Reactor-grade Plutonium//Science & Global Security. - V. 4. - P. 111-128.

Поступила в редакцию 18.10.2001

РАЗРАБОТКА МЕТОДА РАСЧЕТА АКТИВАЦИИ МАТЕРИАЛА МИШЕНИ УСТАНОВКИ С ПОДКРИТИЧЕСКИМ РЕАКТОРОМ

П.Э. Переславцев, Д. Сахраи

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск



В статье представлен метод расчета активации материалов под действием частиц высоких энергий. Описанный комплекс современных компьютерных программ позволяет решать активационную задачу произвольной сложности вне зависимости от ядерной установки. Анализ наведенной активности проводится на основе современных ядерных данных, полученных из международных библиотек или рассчитанных с помощью программных комплексов. В работе приведены результаты тестовых расчетов. В качестве примера с помощью комплекса программ был проведен анализ накапливаемой активности в мишени подкритического реактора на основе протонного ускорителя.

ВВЕДЕНИЕ

В последнее время активно проводятся исследования ядерных установок, основанных на использовании ускорителей заряженных частиц. Наиболее хорошо проработанными являются проекты ускорителей протонов с энергией 0.6-1.6 ГэВ. Комбинация протонного ускорителя с током порядка десятков миллиампер и подкритического реактора может позволить создать проект ядерной установки с широким спектром возможных применений. Рассматриваются варианты энергетической установки, установки для утилизации долгоживущих ядерных отходов, а также установки, сочетающей оба подхода.

Создание подобных установок сопряжено с решением целого ряда проблем, с которыми не приходилось сталкиваться при эксплуатации коммерческих ядерных реакторов. Все эти проблемы обусловлены, прежде всего, наличием частиц высоких энергий. Исследования ядерных процессов при энергиях выше 20 МэВ начали активно проводиться сравнительно недавно. Поэтому разработка методов моделирования процессов ядерных превращений при энергиях частиц от 20 МэВ до 1 ГэВ является актуальной и необходимой.

Один из вариантов разрабатываемого в европейском сообществе проекта установки на основе протонного ускорителя (ЕАР-80) [1,2] подразумевает использование в качестве мишени расплава эвтектики свинец-висмут. Контур циркуляции вещества мишени не зависит от контура охлаждения подкритического реактора. В процессе эксплуатации такой установки в мишени будут накапливаться продукты ядерных превращений, концентрация которых может превысить допустимый безопасный уровень. Целью настоящей работы является разработка метода расчета накопления продуктов активации жидкой свинцово-висмутовой мишени подкритического реактора.

© П.Э. Переславцев, Д. Сахраи, 2001

КОМПЬЮТЕРНЫЕ ПРОГРАММЫ

Программы для моделирования транспорта частиц

Транспорт высокоэнергетических частиц. Для моделирования переноса высокоэнергетических частиц (протонов и нейтронов) с энергией выше 20 МэВ была использована программа CASCADE/INPE [3]. Этот комплекс позволяет проводить моделирование транспорта частиц методом Монте-Карло. Основу программы составляют модели внутри- и межъядерного каскадов [4]. Оригинальная версия программы была существенно изменена в части моделирования процессов в многозонной гетерогенной геометрии установки. Это позволило максимально приблизить используемую в расчетах модель к параметрам проектной установки.

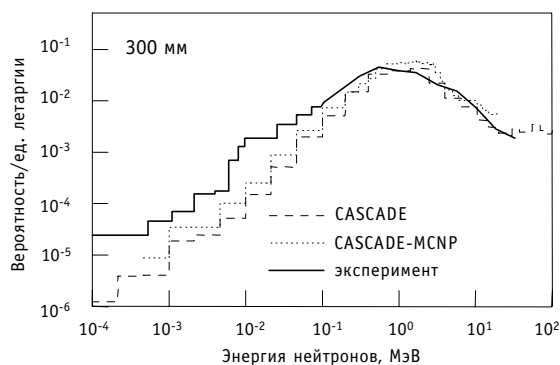
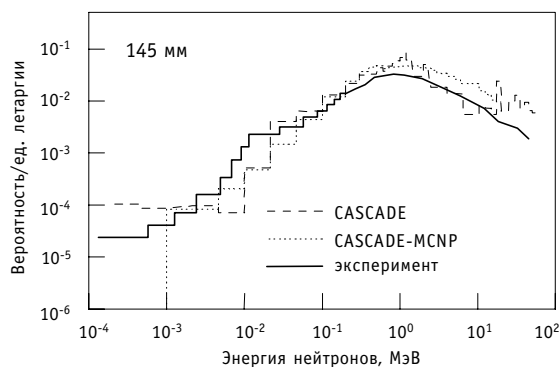
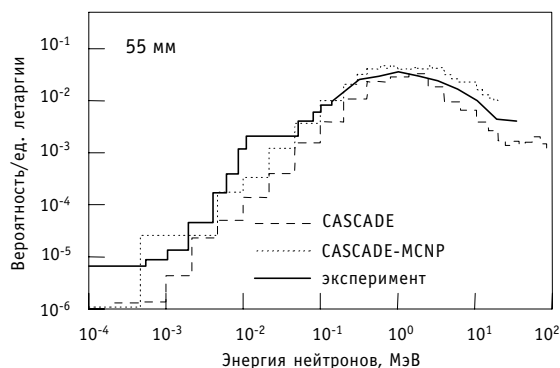


Рис. 1. Спектры нейтронов утечки с поверхности свинцовой мишени для различных положений детектора от переднего торца мишени

С помощью программы CASCADE/INPE были проведены тестовые расчеты спектров утечки нейтронов из цилиндрической свинцовой мишени диаметром 20 и длиной 60 см, облучаемой протонами с энергией 1 ГэВ. На рис. 1 приведено сравнение полученных результатов с экспериментальными данными [5].

К недостаткам программного комплекса CASCADE/INPE можно отнести использование приближенного метода расчета переноса низкоэнергетических частиц с помощью групповых констант БНАБ-78. 26-групповые нейтронные сечения ядерных реакций с максимальной энергией нейтронов 10.5 МэВ позволяют проследить перенос нейтронов в различных материалах. Однако для поставленной задачи достигаемая точность расчета спектров нейтронов недостаточна. Это связано с особенностями ядерных превращений, протекающими в мишени подкритического реактора. Подробнее этот вопрос будет обсуждаться ниже.

Транспорт низкоэнергетических нейтронов. Для преодоления недостатков программы CASCADE/INPE моделирование переноса низкоэнергетических нейтронов осуществлялось с помощью программы MCNP/4C [6]. Эта программа позволяет проводить расчет транспорта нейтронов методом Монте-Карло на основе библиотек оцененных ядерных констант. В настоящей версии программы используются данные библиотеки

ENDF/B-VI с максимальной энергией нейтронов 20 МэВ. Объединение двух расчетных комплексов для моделирования переноса высоко- и низкоэнергетических частиц было проведено следующим образом. Истории нейтронов с энергией ниже 20 МэВ обрывались в программе CASCADE/INPE, и характеристики этих нейтронов записывались в промежуточный файл данных. Таким образом формировался пространственный источник нейтронов с энергиями ниже 20 МэВ. Эти данные затем были использованы как исходная информация для расчетов с помощью MCNP/4C.

Подобный, несколько громоздкий подход, позволяет проводить аккуратный расчет переноса нейтронов в материалах подкритического реактора. На рис. 1 представлены результаты расчетов спектров нейтронов утечки из свинцовой мишени с помощью описанного подхода. Видно, что полученные таким способом спектры нейтронов лучше согласуются с экспериментальными данными. Сравнительный анализ результатов, представленных на рис. 1, конечно, не может служить обоснованием преимуществ описываемого подхода. Тем не менее, такие косвенные тестовые расчеты позволяют сделать предположение, что моделирование переноса нейтронов в делящейся среде подкритического реактора с помощью программы MCNP/4C будет более аккуратным по сравнению с расчетом с помощью программы CASCADE/INPE.

Программа для расчета процессов активации материалов под облучением

Материал мишени подкритического реактора будет подвержен интенсивному облучению нейтронами, протонами. Для моделирования процессов ядерных превращений в материалах использовалась программа ORIGEN2 [7], которая была разработана для исследования поведения материалов в активных зонах реакторов деления. Специфика спектров нейтронов в таких реакторах (верхняя граница спектров 10.5 МэВ) позволяла рассматривать ограниченное число возможных ядерных реакций. Иными словами, рассматривались ядерные процессы, имеющие ненулевые сечения реакций в указанном диапазоне. Такой подход не может быть использован для расчетов процессов активации в рассматриваемом подкритическом реакторе, в котором верхняя граница энергий частиц лежит в области 1 ГэВ. Кроме того, программа ORIGEN2 не предполагала расчет процессов активации материалов под действием заряженных частиц.

Идеология программы ORIGEN2, в принципе, не накладывает ограничение на рассмотрение ядерных реакций, протекающих при энергиях выше 20 МэВ. Кроме того, программа использует модель ядерных превращений, не зависящую от типа ядерной реакции. Это позволяет проводить расчет активации под действием заряженных частиц. В архитектуру программы авторами была заложена возможность модификации с целью создания программы, способной решать активационные задачи произвольной сложности. В рассматриваемой задаче число возможных ядерных процессов велико. Например, число ядерных реакций, приведенных в библиотеке IFAF-2001 [8], составляет более 130000. Поэтому в программу ORIGEN2 были внесены необходимые изменения, позволяющие решать активационную задачу в подкритическом реакторе.

Исходные данные по сечениям ядерных реакций для программы ORIGEN2 были разделены на два класса: «стандартные» $((n,\gamma), (n,2n), (n,\alpha), (n,np), (n,\gamma)^*, (n,2n)^*)$ и «нестандартные» (т.е. все остальные реакции). Программа использует в расчетах подготовленные пользователем эффективные одnogрупповые константы. Для подготовки таких данных был разработан комплекс необходимых вспомогательных программ. Библиотека данных по радиоактивному распаду в программном комплексе ORIGEN2 содержит данные для 690 изотопов. Для проведения расчетов библиотека была значительно расширена на основе современных данных [9]. В настоящее время программа использует данные для 1800 изотопов (включая изомерные состояния ядер).

С помощью программы ORIGEN2 были проведены тестовые расчеты активации свинцовой мишени, облучаемой протонами с энергией 1 ГэВ [10]. Диаметр мишени 10.2 см, длина 61 см. Мишень состояла из 8 цилиндрических свинцовых образцов, разделенных свинцовой фольгой толщиной 0.021 см. После процесса облучения протонным пучком с интенсивностью $5.48 \cdot 10^9$ протон/с в течение 210 мин анализировалась наведенная активность свинцовых фольг.

В расчетах рассматривались процессы активации под действием как нейтронов, так и протонов. Используемые ядерные константы подробно описаны в следующем разделе. Спектры нейтронов и протонов были получены с помощью программ CASCADE-INPE и MCNP/4C. На рис.2 представлено сравнение результатов расчетов с экспериментальными данными [10], полученными для фольги, расположенной в 5 см от переднего торца мишени. Для сравнения приведены результаты расчетов, полученные в Лос-Аламосе [10]. Анализ проведен по накоплению 54 нуклидов. Число отклонений выходов изотопов, отличающихся от экспериментальных данных в 2 раза, полученное в настоящей работе, составляет 46% (в расчетах Лос-Аламоса – 45% для 42 нуклидов). Видно, что при одинаковой точности в настоящей работе учитывалось образование большего числа нуклидов. Кроме того, расчет спектров и активации в Лос-Аламосе был проведен для слоя свинца толщиной 1 см, тогда как настоящие результаты были получены для слоя толщиной 0.021 см. Такая толщина слоя требует проведения расчетов спектров частиц с очень высокой статистикой. Тот факт, что большинство полученных выходов изотопов меньше экспериментальных данных, говорит о недостаточной статистике при проведении сравнения. Наличие выходов ядер, для которых отношение экспериментальных и расчетных данных превышает 32 [10], объясняется тем, что исходные данные не содержали сечения реакций, протекающих на ядрах стабильных изотопов свинца, приводящих к образованию этих ядер.

На основе полученных данных можно сделать вывод о том, что результаты расчетов с помощью модифицированной программы ORIGEN2 хорошо согласуются с экспериментальными данными. Важно отметить, что расчеты выходов радионуклидов были проведены как для нейтронного, так и протонного облучений. Расчетные данные лаборатории Лос-Аламоса были получены только из анализа нейтронного облучения. По-видимому, для компенсации расхождений с экспериментальными данными авторы [10] были вынуждены увеличить толщину исследуемого слоя до 10 см вместо реальной толщины фольги, равной 0.021 см.

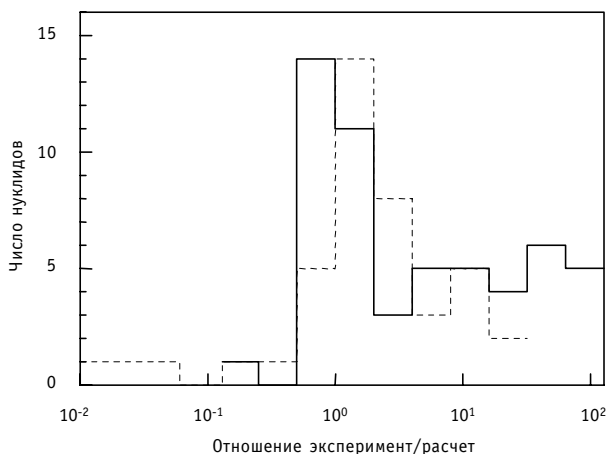


Рис. 2. Сравнение экспериментальных и расчетных данных по выходам отдельных нуклидов: — результаты настоящей работы; — расчет LANL [10]

ЯДЕРНЫЕ ДАННЫЕ

Как было отмечено, данные о сечениях ядерных реакций являются одним из критических вопросов при решении активационных задач. В связи с тем, что верхний предел энергий нейтронов и протонов составляет 600-1600 МэВ, сечения ядерных реакций должны охватывать весь диапазон энергий от 0 до 1600 МэВ.

Нейтронные данные

Для расчета процессов активации под действием нейтронов была использована библиотека нейтронных данных IEAF-2001 [8] (Intermediate Energy Activation File), созданная в рамках международного проекта по созданию реактора синтеза. Библиотека состоит из 679 независимых файлов для ядер-мишеней с $Z=1\div 84$. В файлах представлены данные о сечениях реакций, приводящих к образованию различных ядер включая нестабильные и находящиеся в возбужденном состоянии (изомеры). Максимальная энергия нейтронов 150 МэВ. При энергиях нейтронов ниже 20 МэВ данные библиотеки EAF-99 (European Activation File [11]) были включены в IEAF-2001. Кроме того, в библиотеку включены файлы данных для реакций, происходящих на ядрах-изомерах.

Для расчета сечений ядерных реакций при энергиях выше 150 МэВ использовалась новая программа, написанная Зильбербергом и Цао [12], в основе которой лежат полуэмпирические формулы. Хотя авторы подчеркивают приближенный характер результатов, получаемых с помощью этой программы, их согласие с экспериментальными данными удовлетворительно и достаточно для проведения активационного анализа [13]. С помощью указанной программы проводились расчеты только для тех реакций, которые представлены в библиотеке IEAF-2001. Процессы деления ядер мишени не рассматривались в расчетах, т.к. порог деления на ядрах свинца и висмута составляет ~ 100 МэВ. Доля нейтронов с энергиями, превышающими 100 МэВ, в мишени очень мала (рис. 5).

Протонные данные

Сечения реакций, протекающих под действием протонов с энергией до 100 МэВ, были получены с помощью программы CASCADE/INPE, основанной на теории внутриядерного каскада. При расчете сечений учитывались процессы деления ядер под действием протонов. При энергиях выше 100 МэВ сечения реакций были получены с помощью приближенных формул [12]. Протонные данные были получены для ядер с $Z=79\div 84$.

Сечения реакций захвата протона (p,γ) были получены на основе экспериментальных данных [15]. Экспериментальные данные, представленные на рис. 3, были использованы для оценки сечений (p,g) ядер с $Z=79\div 84$.

РАСЧЕТ АКТИВАЦИИ МАТЕРИАЛА МИШЕНИ ПОДКРИТИЧЕСКОГО РЕАКТОРА

В расчетах активации мишени подкритического реактора были использованы параметры установки [1,2] на основе протонного ускорителя. Энергия первичного пучка протонов составляла 600 МэВ при токе пучка 3 мА. Схема установки представлена на рис. 4. Весь реактор (кроме вакуумной трубы ускорителя 2 на рис.4) заполнен расплавленной эвтектикой свинец-висмут (45.5% Pb и 54.5% Bi). В рассматриваемом варианте контуры циркуляции теплоносителя в активной зоне 3 и мишени 1 разделены.

Активная зона реактора набрана из топливных сборок с топливом, соответствующим топливной композиции реактора SuperFenix. Состав топливной композиции в активной зоне реактора подробно описан в [2]. В рассматриваемом варианте состав топливной композиции следующий: $UO_2 - 77.8501\%$, $PuO_2 - 21.6\%$, $AmO_2 - 0.5453\%$ и $NpO_2 - 0.0046\%$. Геометрия реактора и зоны пустых сборок (4) рассмотрены в работе [2]. Конструктивные особенности мишени описаны в работе [14]. В расчетах предполагалось, что материал мишени реактора подвергается облучению в течение года. Масса Pb-

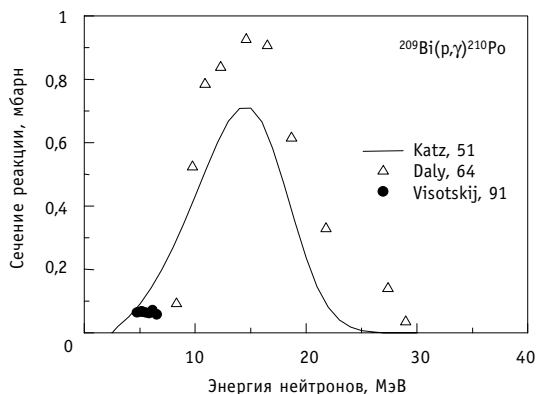


Рис. 3. Сечение реакции $^{209}\text{Bi}(n,\gamma)^{210}\text{Po}$

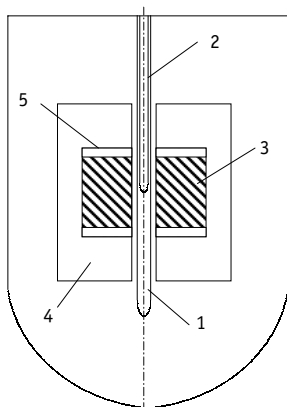


Рис. 4. Схема подкритического реактора EAP-80: 1 – мишень (Pb-Vi), 2 – вакуумная труба ускорителя, 3 – активная зона, 4 – зона пустых сборок, 5 – элементы крепления топливных сборок; объем реактора заполнен эвтектикой Pb-Vi

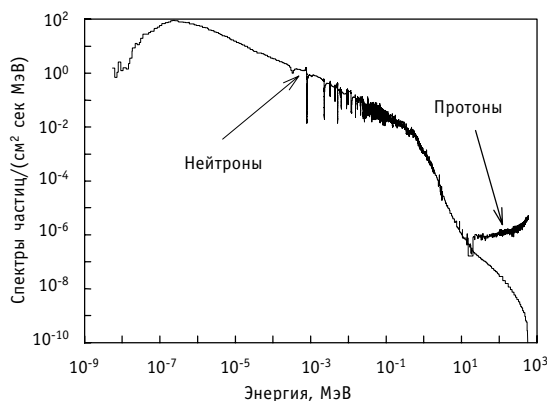


Рис. 5. Спектры частиц в мишени установки EAP-80. Спектры нормированы на один первичный протон пучка

Vi эвтектики в мишени составляет ~13.5 т.

Расчет спектров нейтронов и протонов был проведен с помощью программ CASCADE-INPE и MCNP/4C, как описано выше. Спектры были усреднены по объему свинца-висмута в мишени (рис. 5). Важно отметить, что для рассматриваемой установки накопление одного из наиболее опасных изотопов ^{210}Po ($T_{1/2} \approx 138$ дней) является одним из важнейших параметров, определяющих степень экологической приемлемости данного проекта. Основной канал наработки этого изотопа – реакция $^{209}\text{Bi}(n,\gamma)^{210}\text{Bi}$ с последую-

щим распадом $^{210}\text{Bi} \xrightarrow{\beta^-} ^{210}\text{Po}$ ($T_{1/2} \approx 5$ дней). Сечение реакции $^{209}\text{Bi}(n,\gamma)^{210}\text{Bi}$ имеет резонансную область. Тщательное описание этой области имеет важное значение для окончательного результата, поэтому в расчетах использовалось большое число энергетических групп нейтронов, а именно, 11500. Количество групп связано с тем, что число энергетических точек в файле для ^{209}Bi библиотеки IAEA-2001 для указанной реакции равно ~11500. Необходимость такого подробного описания сечения реакции радиационного захвата связана с тем, что накопление ^{210}Po напрямую зависит от количества используемых энергетических групп.

Полученные спектры частиц были использованы для расчета усредненных по спектрам сечений ядерных реакций. Расчет накопления различных изотопов был проведен с помощью модифицированной программы ORIGEN2 для момента окончания облучения. Результаты расчетов для нейтронного облучения показаны в табл. 1, где представлены данные для нуклидов с $T_{1/2} > 80$ дней, масса которых превышает 1 грамм. Накопление продуктов активации в результате протонного облучения материала мишени представлено в табл. 2.

Таблица 1

Накопление наиболее опасных нуклидов в результате нейтронного облучения

Нуклид	Масса, грамм	Активность, Ки	Индекс токсичности
80 дней < T _{1/2} < 1 год			
²¹⁰ Po	1.332·10 ²	5.987·10 ⁵	1.007·10 ¹²
10 лет < T _{1/2} < 100 лет			
²⁰⁷ Pb	9.804·10 ⁰	5.335·10 ²	1.558·10 ⁶
100 лет < T _{1/2}			
²⁰² Pb	3.069·10 ⁰	1.033·10 ⁻¹	2.123·10 ⁻³
²⁰⁵ Pb	1.208·10 ²	1.386·10 ⁻²	1.047·10 ¹

Таблица 2

Накопление наиболее опасных нуклидов в результате протонного облучения

Нуклид	Масса, грамм	Активность, Ки	Индекс токсичности
80 дней < T _{1/2} < 1 год			
¹⁹⁵ Au	8.182·10 ¹	2.945·10 ⁵	7.264·10 ⁸
1 год < T _{1/2} < 10 лет			
²⁰⁴ Tl	1.319·10 ²	6.101·10 ⁴	2.822·10 ⁷
10 лет < T _{1/2} < 100 лет			
¹⁹³ Pt	2.981·10 ¹	1.090·10 ³	4.636·10 ⁴
²⁰⁷ Pb	6.664·10 ²	3.626·10 ⁴	1.032·10 ⁸
100 лет < T _{1/2}			
⁷⁹ Se	1.084·10 ⁰	7.550·10 ⁻²	1.397·10 ⁻²
⁹³ Zr	2.372·10 ⁰	5.962·10 ⁻³	1.103·10 ⁻²
⁹⁴ Nb	3.882·10 ⁰	7.390·10 ⁻¹	4.971·10 ⁴
¹⁹⁴ Hg	1.090·10 ²	3.868·10 ²	1.431·10 ⁷
²⁰² Pb	1.034·10 ³	3.481·10 ¹	7.155·10 ⁵
²⁰⁵ Pb	1.247·10 ³	1.431·10 ⁻¹	1.081·10 ⁻²

В последней колонке в табл. 1 и 2 указан индекс токсичности для каждого радионуклида. Это индекс был получен как отношение полученной активности изотопа к предельно допустимой поглощенной дозе для данного изотопа.

Как видно из табл. 1, наиболее опасным нуклидом является изотоп ²¹⁰Po. Именно накопление этого изотопа определяет токсичность материала мишени. В результате протонного облучения образуется изотоп ¹⁹⁵Au (T_{1/2}≈183 дня) со сравнимой активностью, но меньшей токсичностью. Эти два нуклида будут определять активность материала мишени в течение нескольких лет после облучения. Основной канал наработки ²¹⁰Po в результате протонного облучения – это реакция ²⁰⁹Pb(p,γ)²¹⁰Po. Однако сечение этой реакции имеет максимум в районе 15 МэВ (рис. 3) и пренебрежимо мало уже при 30 МэВ. Поэтому накопление ²¹⁰Po в случае протонного облучения мало по сравнению с облучением нейтронами. Интересной особенностью результата протонного облучения является накопление значительного количества долгоживущих изотопов ртути и свинца. Присутствие этих изотопов будет определять долговременную активность материала мишени.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Расчет активации материалов, облучаемых частицами с широким спектром энергий, является сложной многоступенчатой задачей. К факторам, усложняющим решение этой задачи, можно отнести:

- необходимость расчета переноса частиц с энергиями от 0 до сотен МэВ;
- отсутствие единых наборов данных для нейтронных и протонных ядерных констант в указанном диапазоне энергий;
- отсутствие программы, способной решать активационную задачу с учетом большого количества различных ядерных реакций и образующихся радионуклидов.

Для решения указанных проблем был использован метод расчета транспорта частиц с помощью программ CASCADE/INPE и MCNP/4C. Ядерные константы для расчетов были взяты из новой библиотеки IAEA-2001 и рассчитаны с помощью программы CASCADE/INPE и полуэмпирических формул. Указанный подход был протестирован при сравнении с имеющимися экспериментальными данными. Хорошее согласие с экспериментом позволяет говорить о правильности выбранного подхода. Расчет активности мишени был проведен с помощью хорошо известной программы ORIGEN2, в которую были внесены необходимые изменения. Модифицированная программа в комплексе с необходимыми вспомогательными подпрограммами позволяет исследовать активационную задачу произвольной сложности как в случае нейтронного, так и протонного облучения. Разработанный комплекс программ был использован для исследования тестовой задачи. Полученное согласие с экспериментальными данными позволило использовать описанную процедуру для расчета активации мишени подкритического реактора.

На основе анализа полученных результатов можно сделать вывод о том, что наиболее опасным изотопом, нарабатываемом в мишени установки, является изотоп ^{210}Po . Этот изотоп накапливается в основном в результате нейтронного облучения материала мишени. Долговременная активность материала мишени образуется в основном в результате протонного облучения.

Литература

1. *Atzeni S.* Preliminary Neutronics Analysis of the Energy Amplifier Prototype (EAP-80), Report of CERN, EA D2.02 4 407, July 1998
2. *Переславцев П.Э., Сахраи Д.* Вычисление нейтронных характеристик реактора EAP-80// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2001. - №2. – С. 73.
3. *Конобеев А.Ю., Коровин Ю.А., Переславцев П.Э., Артюсюк В.В., Саито М.* Расчет физических характеристик свинцовой мишени, облучаемой протонами высоких энергий // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1998. - №4. – С. 44.
4. *Барашенков В.С., Тонеев В.Д.* Взаимодействие высокоэнергетических частиц и атомных ядер с ядрами. - М.: Атомиздат, 1972.
5. *Бахмуткин С.В. и др.* Энергетические спектры нейтронов на поверхности цилиндрической свинцовой мишени, облучаемой протонами энергией 1 ГэВ// Атомная энергия. – 1987. – Т. 62. - Вып. 1. – С. 59.
6. *Hendricks J.S.* MCNP/4C, X-5, JSH-2000-30 (U), February 2000, LANL, Los Alamos, New Mexico.
7. *Croff A.G.* ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Composition and Characteristics of Nuclear Materials//Nucl. Tech. – 1980. - № 62. – P. 335.
8. *Korovin Yu.A., Konobeyev A.Yu., Pereslvtsev P.E., et al* Data Library IAEA-2001 to Study of Activation of Irradiated Materials: Proc. Int. Conf. Nuclear Data for Science and Technology, Tsukuba, Japan, Oct. 7-12, 2001.
9. *Гусев Н.Г., Дмитриев П.П.* Радиоактивные цепочки. Справочник. -М.: Энергоатомиздат, 1988.
10. *Laird C.E., et al.* Activation by Protons in Range-Thick Lead and Tungsten Spallation Targets// Nucl. Sci. Eng. – 1998. - 130, 320.

11. *Sublet J.-Ch., Kopecky J., Forrest R.A.* The European Activation File: EAF-99 cross section library, Document UKAEA FUS 408, EUROATOM/UKAEA Fusion, December 1998
12. *Silberberg R., Tsao C.H.* Appl. Journ. July 10, 501 (1998)
13. *Коровин Ю.А., Конобеев А.Ю., Переславцев П.Э.* Расчет сечений реакций для изотопов циркония под действием протонов промежуточных и высоких энергий//ВАНТ. Сер.: Ядерные константы. – 1994. – Вып. 1. – Р. 81.
14. *Переславцев П.Э., Сахраи Д.* Расчет радиационных повреждений в мишени установки ЕАР-80// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2001. - №1. – С. 74.
15. *Ситенко А.* Теория ядерных реакций. - М.: Энергоатомиздат, 1983.

Поступила в редакцию 20.10.2001

УДК 502.3

DECISION-MAKING SUPPORT ON RISK BASED LAND MANAGEMENT AND REHABILITATION OF RADIOACTIVE CONTAMINATED TERRITORIES

B.I. Yatsalo

Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering, Obninsk



Рассмотрены общие методологические вопросы поддержки принятия решений по управлению загрязненными территориями на основе анализа рисков. Представлены характеристики и возможности прикладной геоинформационной системы поддержки принятия решений *PRANA*, разрабатываемой для задач управления рисками и реабилитации радиоактивно загрязненных территорий.

RISK BASED LAND MANAGEMENT AND DECISION SUPPORT

For the last two decades expanses for clean-up and restoration of technogenic contaminated sites and territories increased essentially [1]. Contaminated land regulation can take place at national, regional and/or local levels in accordance with scale of contamination and significance of consequences for the population, environment, economics and other indices.

Land is considered contaminated when there is a risk of unacceptable harm from pollutant during its present or intended use. In scientific and technical terms contaminated land can impact on human health, quality of surface and groundwater, nature and viability of ecosystems, buildings and other materials and artefacts within the ground, and the visual amenity of an area. Each type of accident/technogenic pollution requires of a special approach to clean-up and restoration/rehabilitation of contaminated site/territory. However, some common approaches to decision-making support and general methodology on development and implementation of Decision Support Tools/Systems (DST/DSS) can be used for optimisation of clean-up and rehabilitation of contaminated territories [2].

Decision Support can be defined as the assistance for, and substantiation and corroboration of, an act or result of deciding; typically this deciding will be a determination of optimal or best approach. The decision-making process for any problem usually encompasses: an identification phase of the problem(s), a development phase in which possible solutions/scenarios are identified and developed, a selection phase (a choice of the solution(s) to be implemented).

Several «layers» of decision support can be distinguished: the input information, tools to assist particular decision-making issues, and the overall system in which decision making is applied. The nature of the product for decision support may be different and includes the following: written guidance, flow charts, model procedures, software system (with

different levels of complexity, including problem specific computer modules/systems, GIS, DSS). Decision support integrates specific information about a site and general information such as legislation, guidelines and know-how, to produce decision-making knowledge in a way that is transparent, consistent and reproducible.

The functional application to contaminated land management describes whether the decision support is for risk management, remediation, monitoring and aftercare, sustainable development etc. In practice, a number of DSTs address multiple decision criteria. DSSs may be used for problem identification, site investigation, risk assessment, risk management, aftercare, monitoring, evaluating wider impacts (environmental economic etc), and for sustainability appraisal.

The decision-making role of DSSs implementation describes the type of decision making being supported, *e.g.*: identification of problem(s), specific model estimations for further analysis, prioritisation, comparison of options, strategy development (policy, site specific). Depending on the size and prominence of the site/territory the principal stakeholders in land remediation and appropriate decision-making support can include several of the following: land owners/problem holders; regulatory and planning authorities; site users, workers, visitors; financial community (banks, lenders, insurers); site neighbours (tenants, dwellers, visitors); campaigning organisations and local pressure groups; consultants, contractors and technology vendors; and possibly researchers.

Several different methodological approaches/techniques can be employed to assist environmental decision-making. As a rule, advanced DSS includes/combines some of the following approaches for decision-making support: various aspects of risk assessments, Cost Benefit Analysis (CBA), Multi-Criteria Analysis, Life Cycle, and Sustainability appraisal. Decision making for risk management can be more complex, as it must encompass a range of additional criteria, for example: identification and comparison of different remedial options, a comparison of costs and benefits, and an assessment of risk management performance.

Risk assessment principles are generally based on the *Source-Pathway-Receptor* paradigm. The nature of this linkage controls the degree of risks. Typically the receptors considered are: humans, water resources, ecosystems and other environmental endpoints.

A key component of many DSSs for contaminated land risk management are electronic maps and elements of Geographic Information System (GIS). These tools are not only suitable for presentation of spatial input/output information, but also are irreplaceable means for setting and assessing different scenarios, where spatial structure, geometry of polygons and their positional relationship play a key role (spatial analysis, class of transportation problems, analysing scenarios with consideration of distance and area and temporal functions when assessing risk indices, etc.).

Globally, a number of DSSs are available to identify remediation approaches for particular contaminated site problems, and using site specific information [1-3]. These tools tend to be based mainly on risk management performance and cost considerations. However, some tools are under development to take into account broader constraints (broader economic and environmental impacts, administrative issues, social impacts and risk perception). Nevertheless, the practical use of DSSs in contaminated land risk management planning is surprisingly limited.

RBLM ON THE BASIS OF PRANA DSS

Geographic Information System (GIS) *PRANA* is a Decision Support System for countermeasure analysis (in agrosphere first of all) and rehabilitation of radioactive contaminated territories in the long-term period of liquidating the consequences of a nuclear accident. Conceptual requirements to GIS-DSSs meet all the main demands to DSSs for

practical use, research and training on rehabilitation of contaminated territories [3, 6]. Realisation of the planned requirements and tasks are achieved through developing several GIS-DSSs - family of *PRANA* systems, each of them is intended for analysis of specific range of problems:

- GIS-DSS for practical use (with introduction at appropriate Ministries and Centres for decision-making support on rehabilitation of radioactive contaminated territories of Bryansk region on regional and local levels);
- GIS-DSS for research and for scientific and practical estimations;
- GIS-DSS for training and education;
- elements of distributed system and remote access to components of GIS-DSS.

The following sections, which have been realised in accordance with the chosen level of the system, represent in the aggregate a basis of each GIS-DSS indicated above:

- libraries of electronic maps (including different layers of *vector maps of landuse* for territories under consideration);
- databases (radioecological, economic, demographic and other monitoring data), including detailed attributive information for each polygon of landuse map;
- spatial analysis of various data from databases, including spatial analysis of radioactive contamination;
- models for various aspects of risk analysis;
- protective measures (countermeasures, CMs) in the long-term period after an accident and estimation of the results of their implementation;
- multi-criteria assessment of CMs effectiveness;
- implementation of radiological protection principles (as well as existing requirements of international and national standards and legal regulations);
- decision-making support on protection of the population and rehabilitation of radioactive contaminated territories both on local and regional/district levels (from separate settlement/field up to group of settlements/farms and region as a whole).

The following '*risk indices*' are considered within decision-making on the basis of *PRANA DSS*:

- surface density contamination of territory with radionuclides (^{137}Cs , ^{90}Sr);
- contamination of agricultural production (plant growing and animal husbandry, including farm and private production);
- external and internal doses to the local population (for different age and occupational groups of each settlement for region under consideration);
- radiological risks caused by irradiation of the population;
- expenses associated with necessity of CMs implementation and rehabilitation procedures along with corresponding criteria of effectiveness.

The interface of the *PRANA DSS* allows using possibilities of modules developed for visualisation of source data, carrying out different assessments and their analysis (zoning and ranking of lands, settlements and farms according to a criterion chosen), formation of various scenarios for analysis, the estimation of different CMs and subsequent decision making [4, 5]. Presentation of output information comprises all the results on estimations of production contamination, structure of population doses and countermeasure effectiveness as well as integration of estimates from initial polygon (field, settlement) up to the farm or group of farms chosen and district/region as a whole [3-6].

Risk Based Land Management for radioactive contaminated territories is primarily a framework for integration of the following key stages:

- estimation of the main scenarios/variants of rehabilitation (including the choice of sites/territory for remediation along with site-specific CMs and time of their implementation) with consideration of all the main aspects of risk(s) and possible longer term impacts of

particular choices;

- the choice of solution(s): this requires an assessment of overall benefits, costs and environmental side effects, value and circumstances of the land, community and stakeholders views and other issues taking into account values of quantitative and qualitative criteria, principles of radiological protection and existing standards and regulatory documents;

- realisations of the solution(s), taking into account site-specific economic, ecological and other characteristics and requirements.

Contaminated territory management is a set of activities involving decisions about assessment, remediation, land-use restrictions, monitoring, spatial planning, aftercare and other issues. In the context of RBLM, it is a much broader activity than 'choosing a remediation technique'. It includes all the aspects of developing and implementing a sustainable approach taking into account estimates of risks along with other ecological, economic and social factors.

PRANA DSS for practical needs and research is one of the up-to-date tools for risk based land management and for primary evaluation of some aspects within the problem of sustainable appraisal and rehabilitation of radioactive contaminated territories.

The work on development of DSSs for risk based land management and rehabilitation of contaminated territories is a part of R&D carried out within the ISTC project #1224.

References

1. *Ferguson C., Darmendrail D., Freier K., Jensen B.K., Jensen J., Kasamas H., Urzelai A. & Vegter J., eds.* (1998) Risk Assessment for Contaminated Sites in Europe. Vol. 1, Scientific Basis. LQM Press, Nottingham, ISBN 0953309010

2. *Bardos R.P., Mariotti C., and Nortcliff S.N.* A Framework and Categorisation of Decision Support Tools Used in Contaminated Land Management Across Europe. – Proc. of the Intern. Confer. ConSoil-2000, Leipzig, Germany, Sept. 18-22, 2000. - P. 169-170.

3. *Yatsalo B., Mirzeabassov O., Okhrimenko I., Pichugina I. and Lisyansky L.* PRANA: Geoinformation Decision Support System for Protection and Rehabilitation of Agrosphere after Nuclear Accident// J. of Hazardous Materials. - 1998. - V. 61(1-3). - P.381-384.

4. *Yatsalo B.I., Hedemann Jensen P. and Alexakhin R.M.* Methodological Approaches to Analysis of Agricultural Countermeasures on Radioactive Contaminated Areas: Estimation of Effectiveness and Comparison of Different Alternatives// Radiat. Prot. Dosim. - 1997. - V.74. - № 1/2. - P. 55-61.

5. *Hedemann Jensen P. and Yatsalo B.I.* Methodology for Determining Action Levels for Clean-up of Contaminated Urban and Agricultural Environments// Health Phys. 75(2):120-129; 1998.

6. *Yatsalo B., Mirzeabassov O., Okhrimenko I., Pichugina I. et al.* Geographic Information Decision Support System for Rehabilitation of Radioactive Contaminated Territories. – Proc. of the Intern. Confer. ConSoil-2000, Leipzig, Germany, Sept. 18-22. - 2000. - P. 433-441.

Поступила в редакцию 29.11.2001

РАЗРАБОТКА МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ НЕРАВНОВЕСНОГО ДВУХФАЗНОГО ПОТОКА ДЛЯ АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

В.В. Худаско*, А.А. Казанцев*, В.А. Левченко*, В.В. Сергеев**

**ЭНИМЦ «МОДЕЛИРУЮЩИЕ СИСТЕМЫ», г. Обнинск*

***ГНЦ-РФ Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*



Для расчета процессов в ЯЭУ в тренажерах необходимо иметь модели, которые позволяют рассчитывать нестационарные теплогидравлические процессы в ЯЭУ в реальном времени. В данной работе применительно к тренажерным моделям при условиях кипения рассматриваются вопросы получения замыкающих коэффициентов для нестационарных теплогидравлических уравнений. Одномерные уравнения, описывающие эти процессы, получены с учетом неравновесности параметров и пространственной неоднородности физических процессов.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время созданы комплексы программ (RELAP5, TRAC, ТРАП-97, КОРСАР и др.), называемые также расчетными кодами улучшенной оценки, которые позволяют рассчитывать нестационарные теплогидравлические процессы в ЯЭУ для номинальных и аварийных условий. На сегодняшний день уровень развития знаний и численных методов определяет следующие общие недостатки этих комплексов:

- невозможность расчета даже одного реакторного отделения в реальном времени;
- равенство единице коэффициентов усреднения для одномерных уравнений вследствие пренебрежения пространственными распределениями физических параметров;
- недостаточно точный расчет коэффициента скольжения пара;
- неточное описание структуры потока;
- грубая карта режимов течения, в частности, в карте режимов не учитывается влияние длины канала на изменение режима течения; не всегда учитываются существование зон перехода от одного режима к другому и т.п.

В данной работе рассматриваются вопросы расчета нестационарных теплогидравлических параметров при кипении и получение замыкающих коэффициентов для трехмерных моделей этих процессов. Существующие в настоящее время модели, как правило, одномерные [1,2] и не учитывают удовлетворительно изменение локальных характеристик кипения от параметров потока и греющей стенки. Важными локальными характеристиками являются распределение размеров пузырей при кипении, зависимость отрывных диаметров от температур поверхности и жидкости, а также изменение размеров пузырьков в потоке в нестационарных процессах. Двумерные модели [3,4] также недостаточно учитывают эти эффекты. Из них нельзя получить корректные одномерные нестационарные уравнения фи-

© В.В. Худаско, А.А. Казанцев, В.А. Левченко, В.В. Сергеев, 2001

зических процессов для моделирования в режиме реального времени на тренажерах.

УРАВНЕНИЯ ДЛЯ ДВУХФАЗНЫХ ПОТОКОВ

В настоящей работе используются нестационарные многомерные уравнения двухфазных потоков [5]. Они получены из фундаментальных законов сохранения массы, энергии и импульса.

Из нестационарных многомерных уравнений двухфазных потоков (например, [5]) путем формального интегрирования по времени и сечению канала можно получить следующую одномерную систему уравнений [3]:

$$\begin{aligned} & \frac{\partial (\hat{\epsilon}_{1g} \Phi_{g1} \rho_g S)}{\partial \tau} + \frac{\partial (\hat{\epsilon}_{2g} \Phi_{g2} \rho_g u_g S)}{\partial z} = j_g S; \\ & \frac{\partial (\kappa_{2k} \Phi_k \rho_k u_k S)}{\partial \tau} + \frac{\partial (\kappa_{3k} \Phi_k \rho_k u_k^2 S)}{\partial z} + \Phi_k \frac{\partial}{\partial z} p S = \\ & = j_k u_{ik} S + \kappa_{4k} \Phi_k \rho_k \bar{g} S + F_{wk} S + F_{ik} S; \\ & \frac{\partial (\kappa_{5k} \Phi_k \rho_k h_k S)}{\partial \tau} + \frac{\partial (\kappa_{6k} \Phi_k \rho_k u_k h_k S)}{\partial z} = \\ & = \Phi_k \frac{\partial}{\partial \tau} p S + j_k h_{ik} S + \kappa_{2k} \Phi_k \rho_k u_k \bar{g} S + F_{wk} u_k S + F_{ik} u_{ik} S + q_{ik} S + q_{iw} S. \end{aligned} \quad (1)$$

где ρ , u , P , h , Φ - соответственно плотность, скорость, давление, удельная энтальпия и объемное содержание фазы; τ - временная координата; x_i - пространственные координаты; κ_{1k} , κ_{2k} , κ_{3k} , κ_{4k} , κ_{5k} , κ_{6k} - коэффициенты корреляции, определяемые полями плотности, скорости, давления, энтальпии, объемных влаго- и паросодержаний. Эти распределения можно получить из экспериментальных измерений или из расчетов по теоретическим моделям.

В данной работе рассматривается теоретическая модель турбулентного потока при течении в трубе при наличии или отсутствии теплового потока на стенке.

ФИЗИЧЕСКАЯ И МАТЕМАТИЧЕСКАЯ ПОСТАНОВКА ДВУМЕРНОЙ ЗАДАЧИ В ТРУБЕ

Рассмотрим турбулентное установившееся течение неравновесного двухфазного потока в вертикальной трубе. Известны длина трубы L , расход G и давление $p = p_{вх}$. При $0 \leq z \leq L$ плотность теплового потока равна q_w . Необходимо рассчитать локальные параметры двухфазного потока по длине и сечению трубы. На основании двумерного расчета можно получить распределения параметров потока по сечению и окончательно, искомые коэффициенты для системы одномерных уравнений, использующихся для учета пространственных эффектов в расчетной системе (1) уравнений тренажера.

Задачу будем рассматривать в приближении пограничного слоя, т.е. пренебрегаем вторыми производными по длине. Рассмотрим уравнения неразрывности, импульса и энергии из [5]. Проведя осреднение во времени, получим в уравнении неразрывности дополнительный пульсационный момент второго порядка

$\overline{\rho_k \Phi_g u_g^r}$. Для газа пульсациями плотности газа пренебрежем, а осредненные и пульсационные значения для скорости и паросодержания аппроксимируем, по аналогии с гипотезой Буссинеска, также градиентной гипотезой:

$$-\rho_g \overline{\varphi_g' u_g'^r} = \rho_g D_g \frac{\partial \varphi_g}{\partial r}, \quad (2)$$

где D_g - коэффициент диффузии паросодержания φ_g .

Подставив значение $\overline{\rho_g \varphi_g' u_g'^r}$ в уравнение неразрывности для стационарного течения, получим

$$\frac{\partial(\varphi_g \rho_g u_g^z)}{\partial z} + \frac{\partial(\varphi_g \rho_g u_g^r)}{\partial r} = j_g + \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} r \rho_g D_g \frac{\partial \varphi_g}{\partial r}. \quad (3)$$

Аналогично поступим с другими уравнениями сохранения. Тогда уравнение неразрывности для жидкости можно представить так:

$$\frac{\partial(\varphi_l \rho_l u_l^z)}{\partial z} + \frac{\partial(\varphi_l \rho_l u_l^r)}{\partial r} = -j_g + \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} r \rho_l D_l \frac{\partial \varphi_l}{\partial r}. \quad (4)$$

Предположим, что паровая фаза находится в состоянии насыщения. Предполагаем малую величину членов, обусловленных действием внешних сил, вязкости, кинетической энергии и слабой зависимости теплоемкости C_{pl} и плотности ρ_l от температуры. При этих условиях уравнение энергии для жидкости имеет вид

$$c_{pl} \rho_l (1 - \varphi_g) \left(u_l^z \frac{\partial t_l}{\partial z} + u_l^r \frac{\partial t_l}{\partial r} \right) = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} r D_l \frac{\partial t_l}{\partial r} - j_g (h_l - h_g). \quad (5)$$

Продольная скорость пара определяется из уравнения

$$-\frac{\partial \varphi_g p}{\partial z} + \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} r D_{vl} \frac{\partial u_g^z}{\partial r} - R_g + g_z \rho_g \varphi_g = 0, \quad (6)$$

где R_g - вектор сил взаимодействия (сила сопротивления при движении пузырьков в жидкости).

ЗАМЫКАЮЩИЕ СООТНОШЕНИЯ

Уравнения (3)-(6) неравновесного двухфазного потока дополняются замыкающими соотношениями.

При барботаже пара при $u_l = 0$

$$R_g = F_a, \quad (7)$$

где $F_a = g \varphi_g (1 - \varphi_g) (\rho_l - \rho_g)$ - сила Архимеда.

Сила сопротивления R_g при пузырьковом и снарядном режимах течения определяется соотношением

$$R_g = \sum_{k=1}^N R_g^k = \sum_{k=1}^N \xi_k \frac{\rho_l (u_g^k - u_l^k)^2}{2} \pi r_k^2, \quad (8)$$

где R_g^k , r_k и ξ_k поверхностные силы, радиус и коэффициент межфазного сопротивления k -той дискретной частицы.

Если все пузырьки одинаковы, то их количество в потоке на единицу объема будет равно

$$N = \frac{\varphi_g \rho_g}{\frac{4}{3} \pi r^3 \rho_g} = \frac{\varphi_g}{\frac{4}{3} \pi r^3}, \quad (9)$$

и соотношение (8) примет вид

$$R_g = \xi_k \frac{\rho_g (u_g^k - u_l^k)^2}{2} \frac{3 \varphi_g}{4 r}. \quad (10)$$

Коэффициент межфазного трения ξ_k для пузырьков пара определяется согласно рекомендациям [6].

При рассмотрении пристенного кипения, в основном, используют функцию Нукиямы-Танасавы распределения пузырьков по размерам вида

$$F = \frac{a}{d_0} \left(\frac{d}{d_0} \right)^b \exp \left(-b \frac{d}{d_0} \right) \quad (11)$$

где $a=4$, $b=2$. Аппроксимируя экспериментальные данные [8], получим значения коэффициентов $a=8.62 \cdot 10^8$, $b=20$. На рис. 1 представлено сопоставление экспериментальных [8] и расчетных данных при различных значениях a и b для $P=0.1$ МПа. Средние значения пузырей отличаются от величин наиболее вероятных на 10-15% [8], поэтому при пристенном кипении можно рассматривать однокрупные модели для неравновесных процессов.

При кипении недогретой жидкости следует учитывать зависимость отрывных диаметров паровых пузырей от недогрева. В данной работе этот учет производился по данным [8]. На рис. 2 представлена зависимость максимального отрывного диаметра паровых пузырей при $P=0.1$ МПа от недогрева жидкости [8]. Авторы [8] указывают, что при недогреве образуются пузырьки неправильной формы, но эквивалентный размер максимальных пузырей по объему равен наиболее вероятному. Аппроксимируя экспериментальные данные [8] при кипении недогретой жидкости получим зависимость d/d_0 от значения числа Якоба Ja недогретой жидкости:

$$\frac{d}{d_0} = (1 + 0.035Ja)^{-1}. \quad (12)$$

Для воды с температурой насыщения может быть предложена следующая зависимость отрывного диаметра пузыря d_0 от давления, полученная при аппроксимации экспериментальных данных [8]:

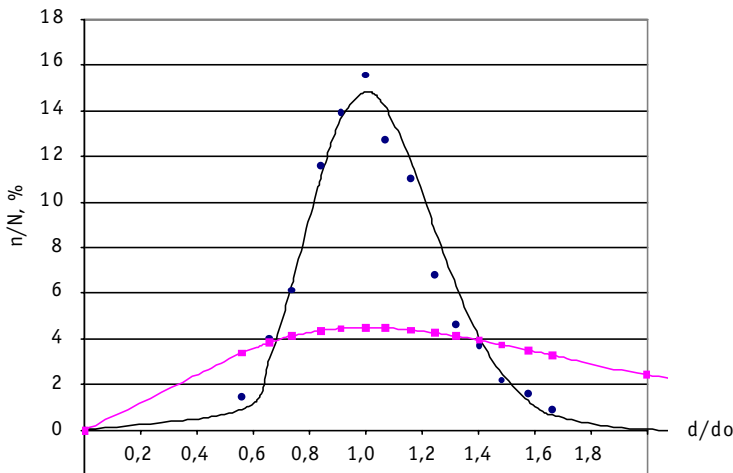


Рис. 1. Распределения отрывного диаметра паровых пузырей: ● - n/N эксперимент; — — — аппроксимация $8.62e+8(d/d_0)^{20} \exp(-20 \cdot d/d_0)$; ■ - $4(d/d_0)^2 \exp(-2 \cdot d/d_0)$

$$d_0 = 0,0111 \frac{P_{cr}}{P} \exp \left[-2,5 \left(\frac{P}{P_{cr}} - 1 \right) \right], \quad (13)$$

где P_{cr} – давление в критической точке.

Рост парового пузыря при кипении на твердой поверхности описывается соотношением, предложенным В.В. Яговым [6]:

$$\frac{r}{\sqrt{\sigma \tau}} = \gamma Ja + \sqrt{(\gamma Ja)^2 + 12 Ja}, \quad \gamma = \sin^2 \theta / [(1 + \cos \theta)^2 (2 - \cos \theta)], \quad \theta = 0,3, \quad (14)$$

где θ – краевой угол смачивания.

При высоких давлениях паровые пузырьки при кипении растут медленно ($Ja < 1$), так что их предельный размер может быть определен с позиций гидростатики. Согласно [6] эквивалентный диаметр пузырька перед отрывом равен

$$d_0 = \sqrt[3]{\frac{6 d_k}{\sigma (\rho_l - \rho_g)}}, \quad (15)$$

где d_k – диаметр устья поверхностной впадины, на которой растет пузырек. Этот диаметр по порядку величины соответствует характерному размеру шероховатости твердой поверхности. Для промышленных труб в качестве такого размера можно принять Δ , значения которого приведены в [6].

При низких давлениях скорость роста паровых пузырьков велика ($Ja \gg 1$) и отрывные диаметры можно рассчитать по методике Д.А. Лабунцова [9].

Уравнение роста пузыря в перегретой жидкости получено Б. Майкиком, У.И. Розеновым, П. Гриффитсом (см. [7]):

$$r^+ = \frac{2}{3} [(\tau^+ + 1)^{3/2} - \tau^{+3/2} - 1],$$

где

$$r^+ = \frac{r}{B^2/A}; \quad \tau^+ = \frac{\tau}{B^2/A^2}; \quad A = \left(\frac{2 r_q \rho_g \Delta T}{3 \rho_l T_s} \right)^{1/2}; \quad B = \left(\frac{12}{\pi} a Ja^2 \right)^{1/2} \quad (16)$$

При пузырьковом режиме течения двухфазного потока для конденсации пара в потоке недогретой жидкости воспользуемся соотношением, полученным в работе [9],

$$\frac{dR}{d\tau} = A \frac{\rho_l w c_{pl} \Delta T}{r_q \rho_g}, \quad (17)$$

где $A = 0.01$ – коэффициент (порядка $\xi/8$, где ξ – коэффициент гидравлического сопротивления для однофазного потока). Эксперименты проводились для диапазона $2 \cdot 10^4 < Re < 1.6 \cdot 10^5$, тогда для среднего значения коэффициента A можно предложить $A \approx 0.47 \xi$.

Использование уравнений (16) для роста в перегретой жидкости и (17) для конденсации в недогретой жидкости требует использования многогрупповых методов.

Запишем уравнение теплового баланса единичной теплопередающей поверхности, размеры которой много больше отрывного диаметра пузыря, т.е. на этой поверхности имеется достаточно много центров парообразования:

$$q_w = \alpha_{кон} (t_s - t_f) (1 - \phi_w) + \alpha_{ф.н} (t_w - t_s) \phi_w, \quad (18)$$

где $\alpha_{кон}$ и $\alpha_{ф.н}$ – коэффициенты теплообмена при фазовых переходах.

Паросодержание на стенке ϕ_w и $\alpha_{ф.н}$ – коэффициент теплообмена при фазовых пе-

реходах определялось по соотношениям, аналогичным [7]. При расчете конденсации пара в потоке используется соотношение (17) или выражение

$$q_{\text{кон}} = \alpha_{\text{фн.}} (t_s - t_f) \varphi_w. \quad (19)$$

Скорость пара в потоке зависит от размера пузырьков пара, паросодержания, теплообмена, ориентации в пространстве, массовой скорости потока, физических свойств воды и пара.

При кипении, размеры отрывных диаметров пузырьков на стенке определяются давлением, недогревом жидкости и скоростью потока. При турбулентном течении пара для определения размеров пузырьков в потоке, в основном, рекомендуют рассчитывать по соотношению

$$d = C \frac{D^{2/5}}{\xi^{2/5}} \left(\frac{\sigma}{\rho_l} \right)^{0.6} \left(\frac{\rho_l}{\rho_g} \right)^{0.2} w_m^{-1.2}, \quad (20)$$

где C – константа (порядка 1), w_m – скорость потока.

Предельный размер пузырька можно оценить из условия

$$We = \rho w_m^2 \frac{d}{\sigma} \approx 8 \div 16 \quad (21a)$$

или из неустойчивости по Тейлору

$$d_{\text{кр}} = 2\pi\sqrt{3} \sqrt{\frac{\sigma}{g(\rho_l - \rho_g)}}. \quad (21b)$$

На рис. 2 представлено сравнение экспериментальных [10, 11] и расчетных данных по уравнению (20) (штриховая линия) средних диаметров пузырьков в пароводяном потоке. Как видно, расчет по (20) удовлетворительно согласуется с экспериментальными данными в диапазоне скоростей потока $w = 0.7-1.1$ м/с. При уменьшении скорости потока расчет по (20) дает завышенные результаты. Когда скорость потока $w \rightarrow 0$, необходимо учитывать скорость всплытия пузырька. При этом диаметр пузырька можно оценить формулой (21a), причем вместо скорости w_m надо использовать скорость всплытия пузырька. Аппроксимация эксперимен-

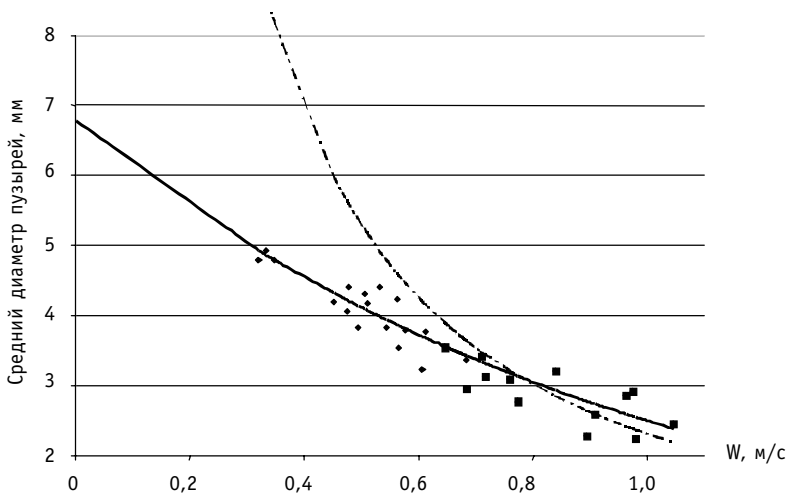


Рис. 2. Сравнение экспериментальных [11, 12] и расчетных данных по средним диаметрам пузырьков в пароводяном потоке при диаметре трубы 152 мм и давлении 7 МПа: \blacklozenge - Hinze J.O.; \blacksquare - Prins C.A.; - - - - - Polyanin; — 6.77exp(-w)

тальных данных [11, 12] и оценка по соотношению (21а) позволили выбрать значение $d_0=6.7$ мм для давления $P=7$ МПа. При этом получено выражение для d_0 и скорости потока $w = 0.0 \div 1.1$ м/с

$$d = d_0 \exp(-w). \quad (22)$$

Как видно из рис. 1, при кипении функция распределения пузырьков по размерам имеет узкий спектр. В турбулентном потоке (вследствие влияния турбулентных пульсаций скорости) спектр пузырьков значительно шире, он близок к функции Нукиямы-Танасавы (11) при $a = 4$ и $b = 2$. В турбулентных потоках имеется широкий спектр пузырьков, поэтому требуется рассматривать многогрупповые модели особенно для неравновесных турбулентных потоков.

Рассмотрим скорость всплытия одиночных пузырей. Существует пять зон всплытия одиночных пузырей в неподвижной жидкости. В [6,14] приведены рекомендации для расчета скорости всплытия в этих зонах в зависимости от значения чисел Рейнольдса и Вебера. Пиблис и Гарбер [10] для скорости всплытия пузырьков использовали безразмерные переменные

$$\eta = \frac{r^b}{L_c}, \quad U = \frac{u_\infty}{\sqrt{2gL_c}}, \quad (23)$$

где $L_c = \sqrt{\frac{\sigma}{g(\rho_l - \rho_g)}}$ – капиллярная постоянная. Дальнейший расчет производится по соотношениям

$$U = 0.157 \frac{\eta^2}{\eta_0^{3/2}}, \quad \eta_0 = \frac{1}{L_c} \left(\frac{v^2}{g} \right)^{1/3} \quad \text{и } \delta \approx 0 < \eta \leq 1.65\eta_0; \quad (24a)$$

$$U = 0.231 \frac{\eta^{1.28}}{\eta_0^{0.783}}, \quad \eta_m = 2.22\eta_0^{0.44} \quad \text{и } \delta \approx 1.65\eta_0 < \eta \leq \eta_m; \quad (24б)$$

$$U = 0.955\eta^{-0.5}, \quad \eta_m^* = 1.31 \quad \text{и } \delta \approx \eta_m < \eta \leq \eta_m^*; \quad (24в)$$

$$U = 0.835, \quad \text{и } \delta \approx \eta_m^* < \eta \leq 2; \quad (24г)$$

$$U = 0.707\eta^{0.5}, \quad \text{и } \delta \approx \eta > 2. \quad (24д)$$

Л.Н. Полянин [10] в переменных U, η предложил единую непрерывную зависимость для скорости всплытия пузырьков.

Коэффициент сопротивления C_b в переменных U, η при всплытии пузырей в жидкостях может быть записан в форме

$$C_b = \frac{4}{3} \frac{\eta}{U^2}. \quad (25)$$

Распределение продольной скорости воды рассчитывалось по методике [13]. Радиальная скорость пара принималась равной скорости воды. При расчете коэффициентов переноса использовались данные [4,13].

Решение системы уравнений (3)-(6) с замыкающими соотношениями проводилось при следующих граничных условиях:

$$\begin{aligned}
\varphi_g \Big|_{z=0} &= \varphi_0(r), \quad \frac{\partial \varphi_g}{\partial r} \Big|_{r=0} = 0, \quad \left[\varphi_g + D \frac{\partial \varphi_g}{\partial r} \right] \Big|_{r=r_0} = f(z); \\
t_l \Big|_{z=0} &= t_{l0}(r), \quad \frac{\partial t_l}{\partial r} \Big|_{r=0} = 0, \quad \frac{\partial t_l}{\partial r} \Big|_{r=r_0} = f_{lw}(z); \\
u_l^z \Big|_{z=0} &= u_{l0}^z(r), \quad \frac{\partial u_l^z}{\partial r} \Big|_{r=0} = 0, \quad u_l^z \Big|_{r=r_0} = 0; \\
u_l^r \Big|_{z=0} &= u_{l0}^r(r), \quad \frac{\partial u_l^r}{\partial r} \Big|_{r=0} = 0, \quad u_l^r \Big|_{r=r_0} = 0; \\
u_g^z \Big|_{z=0} &= u_{g0}^z(r), \quad \frac{\partial u_g^z}{\partial r} \Big|_{r=0} = 0, \quad u_g^z \Big|_{r=r_0} = 0.
\end{aligned} \tag{26}$$

МЕТОДИКА ЧИСЛЕННОГО РЕШЕНИЯ

Решение нелинейной системы уравнений (3)-(6) с соответствующими замыкающими соотношениями и граничными условиями (26) находилось итерационным путем методом конечных разностей. Расчетная сетка по радиальной координате выбиралась со сгущением от оси к стенке канала, а по продольной координате - равномерной. Аппроксимация конвективных членов проводилась по неявной схеме против потока. Получающаяся в результате перехода от задачи (3)-(6, 26) к ее разностному аналогу система уравнений решалась по итерационной схеме методом прогонки.

ТЕСТЫ МОДЕЛИ

Работоспособность данной модели по тепло и массообмену и численного метода была проверена серией расчетов.

Тестирование проводилось при конвективном теплообмене, пристенном и развитом кипении.

При конвективном теплообмене результаты расчетов сравнивались с данными ФЭИ по температурным полям и соотношениями Б.С. Петухова для чисел Нуссельта на входном и стабилизированном участках теплообмена, получено хорошее согласие.

При тестировании для пристенного кипения полученные результаты хорошо согласуются с данными В.Г. Брантова и В.И. Горбунова по паросодержанию. Локальные коэффициенты теплоотдачи согласуются с обобщениями Ю.Е. Похвалова при пузырьковом кипении недогретой жидкости и с рекомендациями Д.А. Лабунцова при развитом кипении.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Скорость всплытия одиночных пузырей рассчитывалась с использованием соотношений (24а-24д), (25) для существующих пяти характерных зон.

При больших паросодержаниях происходит слияние пузырьков. Скорость подъема пузырей определяется скоростью больших пузырей, которые увлекают за собой маленькие пузыри (кильватерный эффект). Размер большого пузырька будет сравним с диаметром канала D_k и пропорционален $\sqrt{\varphi}$, т.е.

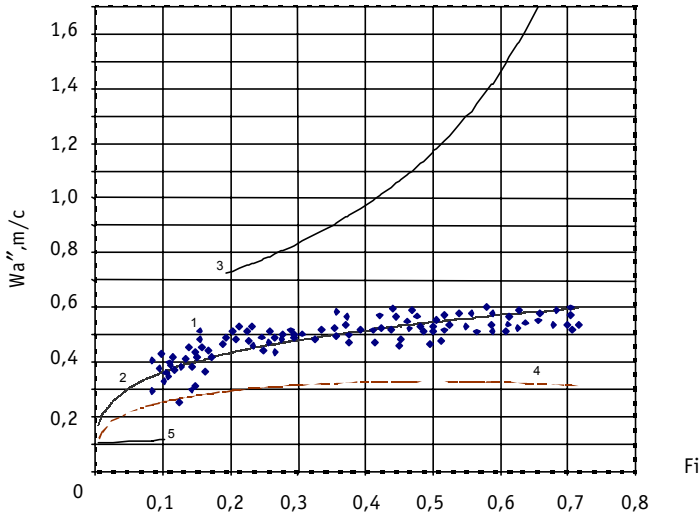


Рис. 3. Зависимость относительной скорости всплывания пара от паросодержания: 1 - WaI experimental; 2 - $0.385 \cdot (D \cdot g \cdot (1 - Rg/Rl))^{0.5} \cdot Fi^{0.25}$; 3 - $0.345 \cdot (D \cdot g \cdot (1 - Rg/Rl))^{0.5} / (1 - Fi)$; 4 - $1.41 \cdot ((Rg/Rl) \cdot g \cdot \Sigma \cdot (Rl - Rg) / Rl^2)^{1/4} \cdot (Fi \cdot (1 - Fi))^{1/4}$; 5 - $1.41 \cdot (\Sigma \cdot g \cdot (Rg - Rl) / Rl^2)^{0.25} / (1 - Fi)$

$$d = c \sqrt{\phi D_{kr}} \tag{27}$$

где c – константа. Эту константу можно определить из условия перехода размера пузыря при $\phi \rightarrow 1$ к полному сечению $d \rightarrow D_{kr}$ т.е. $c=1$.

Скорость всплывания пузырей при этом определяется по соотношению

$$u_{\infty} = k \sqrt{dg \frac{\rho_l - \rho_g}{\rho_l}} \tag{28}$$

где $k \approx 0.3 - 0.4$.

На рис. 3 представлено сопоставление расчета по формулам (27,28) при $k=0.385$ (линия 2) с другими корреляциями и с экспериментальными данными М.А. Скачека по относительной скорости всплывания пара, полученными на колонке $D=300$ мм при $P=4$ МПа в режиме барботажа и малых скоростях циркуляции. Расчет по [6] в четвертой зоне, когда большие пузыри поднимаются по винтообразным линиям, дает значение скорости всплывания 0.2 м/с.

При диаметре трубы $D = 152$ мм, давлении $P = 7$ МПа, паросодержании $\phi_g = 0.05$ и скорости потока 0.3 м/с рассчитанные по (20) средние диаметры пузырьков равны $d^b = 10$ мм, а по (22) - 5 мм. При этих условиях длины конденсации пузырьков размером $d^b = 10$ мм с недогревом 9°C приблизительно в 4 раза больше чем при $d^b = 5$ мм.

На рис. 4 представлены продольные скорости жидкости и пара. Видно, что существует значительное скольжение пара относительно жидкости. Неправильный расчет размеров пузырьков пара по соотношению (20) приводит к завышенному скольжению пара относительно жидкости. Распределение паросодержаний для установившегося течения приведено на рис. 5 для недогрева на входе 50°C.

Поля скоростей и паросодержаний аппроксимировались следующими соотношениями.

При отсутствии кипения степенными функциями

$$u/u_{ocu} = (y/r_0)^m; \quad \phi_g/\phi_{g\,ocu} = (y/r_0)^n, \tag{29}$$

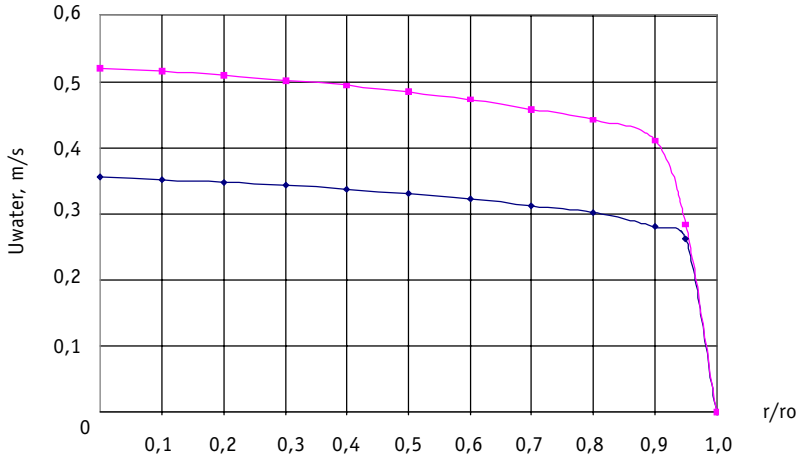


Рис.4. Распределение скорости воды и пара по радиусу трубы P=7 МПа, D=0.152 м, Wm=0.3 м/с:
 ◆ - Ul; ■ - Uw(19)

где y – расстояние от стенки, r_0 – радиус канала.

При кипении недогретой жидкости для распределения скорости и паросодержания использовались соотношения

$$u_l / u_{l_{ocu}} = 1 - (r/r_0)^m; \quad (\varphi_g - \varphi_{gw}) / (\varphi_{g_{ocu}} - \varphi_{gw}) = 1 - (r/r_0)^n, \quad (30)$$

где φ_{gw} – паросодержание на стенке.

При кипении недогретой жидкости в [4] получено, что для P=8 МПа и Re=10⁵, при изменении φ от 0.0 до 0.5 число n изменяется от 10 до 4. Вначале зоны кипения паросодержание на оси канала будет $\varphi_{g_{ocu}}=0$, а по высоте канала будет увеличиваться толщина парового пограничного слоя δ_φ . Для этих условий по соотношению (30) был рассчитан показатель степени n в зависимости от δ_φ . Эти результаты представлены на рис. 6. Безразмерная толщина пограничного слоя $\delta_\varphi/r_0 = 1-r/r_0$. При изменении толщины пограничного слоя от 0.05 до 0.95 n изменяется от 59 до 1.0. При этом расчеты n аппроксимированы выражением

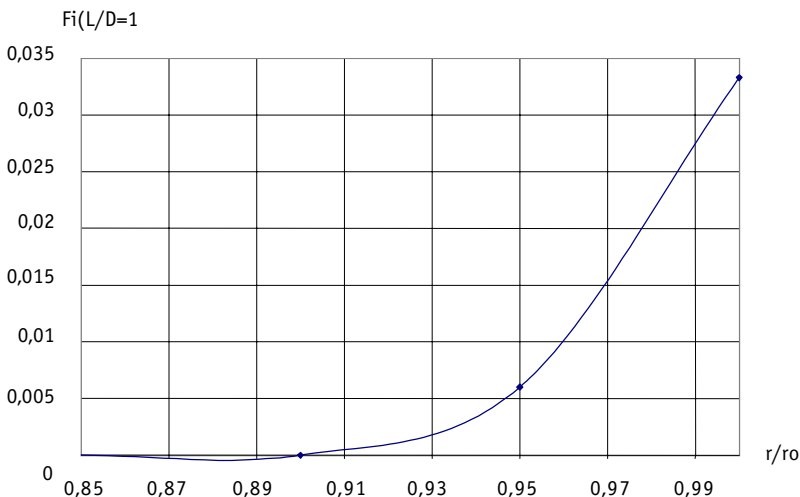


Рис.5. Распределение паросодержания по радиусу трубы при P=0.1 МПа, D=0.014 м, Wm=1 м/с:
 ◆ - Fi (L/D=1)

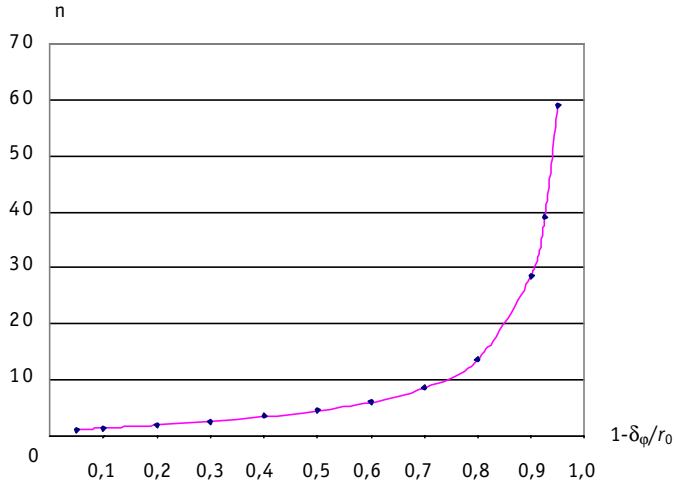


Рис. 6. Зависимость n от $1-d_j/r_0$: \blacklozenge - n ; — $n=-3.03/(\ln(R/R_0))$

$$n = -3.03 / \ln(1 - \delta_\phi / r_0). \tag{31}$$

Используя соотношения (30) при кипении недогретой жидкости можно рассчитать коэффициенты корреляции k_{ik} в уравнениях (1). Если пренебречь влиянием температуры и давления по сечению канала на плотность и энтальпию пара, а также на плотность воды, то можно положить $k_{1k}=k_{4k}=k_{5g}=1$; $k_{6g}=k_{2g}$.

Для коэффициентов корреляции k_{2g} и k_{3g} можно записать соотношения

$$k_{2g} = \frac{\int_0^1 \phi_g u R dR}{\int_0^1 \phi_g R dR \int_0^1 u R dR}, \quad k_{3g} = \frac{\int_0^1 \phi_g u^2 R dR}{\int_0^1 \phi_g R dR \int_0^1 u^2 R dR}.$$

По этим соотношениям были рассчитаны коэффициенты корреляции и представлены на рис. 7 и 8 в зависимости от параметра n . Как видно из рис. 7, 8, значение коэффициентов k существенно отличается от единицы, что указывает на сильное влияние пространственных эффектов на средние параметры потока. При из-

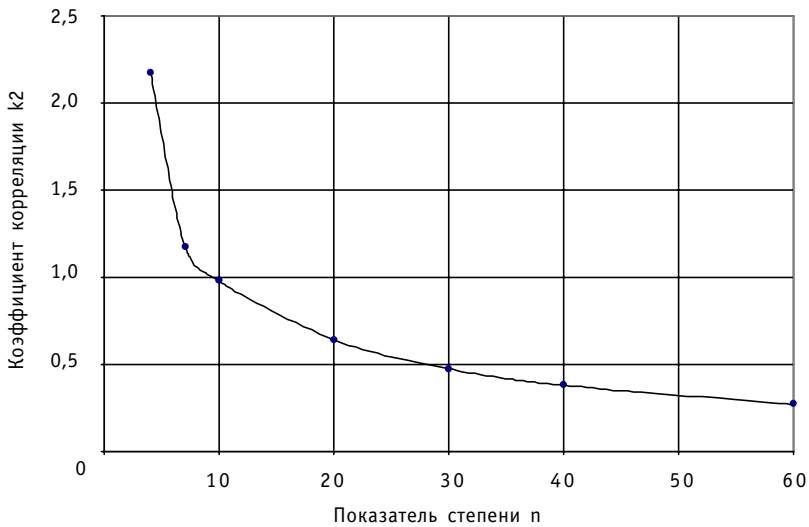
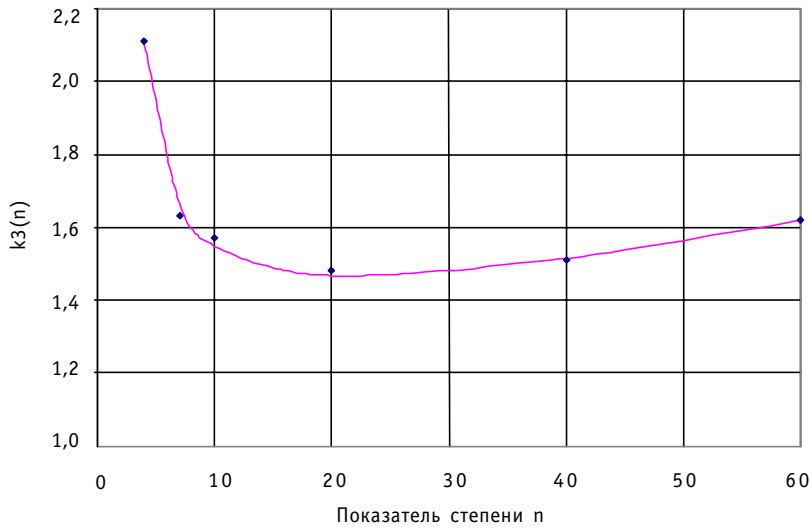


Рис. 7. Зависимость k_{2g} от n : \bullet - k ; — $k=f(n)$

Рис. 8. Зависимость k_{3g} от n

менении n от 4,0 до 60 k_{2g} изменяется от 2,17 до 0,27, а k_{3g} возрастает от 1,5 до 2,1. Для k_{2g} и k_{3g} расчеты аппроксимированы выражениями

$$k_{2g} = (0.488 + 0.538n - 13.22e^{-n})^{-1}, \quad (32)$$

$$k_{3g} = n / (0.7955n - 2.624 \cdot 10^{-3} n^2 - 1.24).$$

Таким образом, для определения коэффициентов корреляции $K_{1к}, K_{2к}, K_{3к}, K_{4к}, K_{5к}, K_{6к}$ в уравнениях (1) по соотношениям (32) необходимо знать показатель степени n или толщину «парового» пограничного слоя δ_{ϕ} .

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработана двумерная математическая модель пристенного кипения недогретой жидкости и конденсации пара в потоке жидкости, основанная на локальных характеристиках пристенного кипения. Приведены обобщения экспериментальных данных при кипении недогретой жидкости.

На основании представленной двумерной модели для двухфазных течений выполнены аппроксимации коэффициентов корреляции (замыкающих соотношений) для системы одномерных уравнений (1), пригодной для быстрых расчетов разветвленных теплогидравлических сетей в тренажерах АЭС.

Литература

1. Кузнецов Ю.Н. Теплообмен в проблеме безопасности ядерных реакторов. - М.: Энергоатомиздат, 1989. - 296 с.
2. Wallis G.B., 1969 One Dimensional Two-Phase Flow. McGraw-Hill, New York. (Пер. с англ. Уолис Г.Б. Одномерные двухфазные течения. - М.: Мир, - 1972).
3. Кузеванов В.С. Моделирование теплогидравлических процессов в контурах ЯЭУ с учетом пространственных эффектов: Автореферат дис. ... докт. тех. наук. - М., 1995. - 40 с.
4. Канухина С.В., Кащеев В.М. Расчет истинного объемного паросодержания и температуры при течении в щелевом канале недогретой жидкости: Препринт ФЭИ. - Обнинск, 1976.
5. Дейч М.Е., Филиппов Г.А. Газодинамика двухфазных сред. - М.: Энергия, 1968. - 444 с.
6. Тепловые и атомные станции/Под ред. В.А. Григорьева, В.М. Зорина. Т. 1. - М.: Энергоиздат, 1982. - 617 с.
7. Горбуров В.И. Гидродинамика двухфазных потоков. - М.: МЭИ, 1999. - 119 с.

8. Толубинский В.И. Теплообмен при кипении. - Киев.: Наук. Думка, 1980. – 316 с.
9. Лабунцов Д.А. Физические основы энергетики. Избранные труды по теплообмену, гидродинамике, термодинамике. - М.: МЭИ, 2000. – 368 с.
10. Полянин Л.Н. Вопросы теплофизики водоохлаждаемых энергоустановок. - М.: Энергоатомиздат, 1994. – 144 с.
11. Hinze J.O. Fundamentals of the Hydrodynamic mechanism of splitting in dispersion processes//A. I. Ch. E. J. - 1955. - V. 1. - P. 289.
12. Prins C.A. Aspects of two-phase gas-liquid separation. Dissertation, Delft, 1971.
13. Кузеванов В.С., Иваненко И.Н., Гинкин В.П., Корниенко Ю.Н. Численное исследование профилей параметров неравновесного двухфазного потока на основе двумерной модели//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1994. – №4-5. – с. 80-88.
14. Справочник по теплообменникам. Т. 1. - М.: Энергоатомиздат, 1987. – 561 с.

Поступила в редакцию 18.07.2001

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ОБЪЕМА СЛУЧАЙНОЙ ВЫБОРКИ ЧЕРЕЗ КОЭФФИЦИЕНТ ВЫБОРКИ ПРИ НАДЗОРЕ ЗА УЧЕТОМ И КОНТРОЛЕМ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

А.М. Дмитриев, О.В. Кривошеина

Госатомнадзор России, г. Москва



В статье предложен способ расчета объема выборки через коэффициент выборки при проверках совокупностей учетных единиц с ядерным материалом в зависимости от массового содержания U-235 в учетной единице применительно к российским ядерным установкам. Значения коэффициента выборки приведены для различных вероятностей обнаружения порогового количества ядерного материала.

Проверка учета и контроля ядерных материалов на ядерных установках - одна из важнейших задач Госатомнадзора России, решение которой осуществляется посредством инспекций. Одна из выполняемых процедур при этом - определение фактического наличия ядерных материалов путем проведения измерений.

Целью инспекции является обнаружение несанкционированного использования (хищения или переключения) ядерного материала. При применении инспектором федерального надзора собственных технических средств измерений полученные при измерении данные сравниваются с данными, содержащимися в учетной документации ядерной установки.

Для достижения целей инспекции перед проверкой инспектору необходимо определить

- характеристики проверяемой совокупности учетных единиц в зоне баланса материалов (ЗБМ) (хранилище и т.п.) – сколько категорий ядерного материала и в каких контейнерах хранятся, группировка контейнеров (учетных единиц) по помещениям, общее количество учетных единиц, количество ядерного материала в каждой учетной единице;
- условную стоимость инспекции - какие технические и временные ресурсы потребуются для проведения инспекции (в частности, средства измерения, расходные материалы (например, азот), время пребывания персонала в помещениях с повышенным фоном, время на непосредственное проведение измерений и т.д.);
- требования к точности результатов – с какой точностью необходима оценка совокупности учетных единиц (качественная (проверка атрибутов) или количественная (проверка переменных) оценка), какая доверительная вероятность будет использоваться, какие пороговые количества ядерного материала будут приниматься.

Первые два требования определяют методику проверки, последнее требование -

результатов проверки для оценки всей совокупности. Размер выборки часто является решающим фактором, по которому выбирается план проверки. На практике все влияющие факторы должны быть взвешены, и часто возникает необходимость компромисса в решении некоторых вопросов проверки для решения других вопросов.

Таким образом, при планировании инспекции определяются:

1. Совокупность или страты, подлежащие проверке, и ядерные материалы в них. Страты формируются исходя из категории материала и количества материала в учетных единицах. В учетных единицах страты количество ядерного материала может различаться в пределах 25%.

Если в ЗБМ содержится больше, чем одна категория ядерного материала в одинаковых конструктивных элементах, то материал разной категории так же, как и материал в элементах разного конструктивного исполнения должны быть учтены отдельно (как отдельная страта).

2. Стратегия проверки. Если стратификация имеет место и каждая учетная единица в страте (или совокупности) содержит приблизительно одинаковое количество ядерного материала, то должна быть выбрана стратегия инспекции: будут ли проверяться все учетные единицы в стратах или выборочно, к каким стратам будут применены технические средства измерения и какие (качественного или количественного определения материала), в каких стратах учетные единицы будут просто пересчитаны или проверена целостность устройств индикации вмешательства и т.д.

3. Доверительная вероятность и размер выборки. Если принято решение о том, какие технические средства измерения будут применены к определенным стратам, рассчитывается размер выборки с учетом погрешности средств измерений, выбранной доверительной вероятности и возможных аномалий в данной страте.

Шаги 1-3 основаны на определении формы проверки. Точность результатов будет установлена требуемым размером выборки. Однако часто это повторяющийся процесс – если требуемый размер выборки велик, он может быть снижен изменением точности измерения и/или снижением доверительной вероятности.

С учетом времени измерения одной учетной единицы определенным типом технического средства и их количества инспектор составляет план проведения измерений, учи-

Таблица 1

Значение коэффициента выборки при вероятности обнаружения 0,95 для порогового количества ЯМ 8 кг

A, кг	$d=G/A$	$K=1-\beta^{1/d}$	A, кг	$d=G/A$	$K=1-\beta^{1/d}$
0,1	80	0,0368	1,3	7	0,3484
0,2	40	0,0722	1,4	6	0,3936
0,3	27	0,1063	1,5	6	0,3963
0,4	20	0,1391	1,6	5	0,4298
0,5	16	0,1707	1,9	5	0,4298
0,6	13	0,2012	2	4	0,5271
0,7	11	0,2306	2,5	4	0,5271
0,8	10	0,2589	3	3	0,6279
0,9	9	0,2861	3,5	3	0,6279
1	8	0,3123	4	2	0,7764
1,1	8	0,3123	7,5	2	0,7764
1,2	7	0,3484	8	1	0,9500

тая все затраты и имеющиеся ресурсы.

Для решения третьего пункта плана проверки в соответствии с принятой в настоящее время методологией [1,2] объем случайной выборки учетных единиц, подлежащих проверке, определяется как

$$n = [N (1 - \beta^{1/d})]^+, \quad (1)$$

где N – общее число учетных единиц в совокупности; β - вероятность необнаружения недостачи (излишка) порогового количества ядерных материалов ($\beta = 1 - P$); P - вероятность обнаружения; $d = [G/A]^+$ – число учетных единиц, необходимое для получения порогового количества G изъятием из каждой учетной единицы количества $U-235$ A (полученное значение d округляется до ближайшего большего целого).

Пороговое количество G по отношению к урану в соответствии с «Основными правилами учета и контроля ядерных материалов» [3] имеет два значения по $U-235$:

- 8 кг – для ядерного материала 1,2,3 категории и
- 70 кг – для ядерного материала 4 категории.

Величина A из формулы (1) является количеством $U-235$ в учетной единице и его изъятие подразумевает изъятие всего ядерного материала из учетной единицы. Следовательно, при условии, что $d = (G/A)$, формула (1) решает проблему обнаружения только больших дефектов, равных изъятию всего ядерного материала из учетной единицы.

Таблица 2

Значение коэффициента выборки при вероятности обнаружения 0,95 для порогового количества ЯМ 70 кг

A, кг	$d=G/A$	$K=1-\beta^{1/d}$	A, кг	$d=G/A$	$K=1-\beta^{1/d}$
0,1	700	0,0043	6,5	11	0,2428
0,2	350	0,0085	7	10	0,2589
0,3	233	0,0128	7,5	10	0,2829
0,4	175	0,0170	8	9	0,2829
0,5	140	0,0212	8,5	9	0,2829
0,6	117	0,0254	9	8	0,3123
0,7	100	0,0295	9,5	8	0,3123
0,8	88	0,0337	10	7	0,3484
0,9	78	0,0378	11,5	7	0,3484
1	70	0,0419	12	6	0,3990
1,5	47	0,0622	13,5	6	0,3990
2	35	0,0820	14	5	0,4507
2,5	28	0,1015	17	5	0,4507
3	23	0,1205	17,5	4	0,5271
3,5	20	0,1391	23	4	0,5271
4	18	0,1573	23,5	3	0,6279
4,5	16	0,1752	34,5	3	0,6279
5	14	0,1926	35	2	0,7764
5,5	13	0,2097	69,5	2	0,7764
6	12	0,2265	70	1	0,9500

Таблица 3

Объем применения СКД к ядерному материалу	Вероятность обнаружения, %, не менее	
	Для категорий 1, 2, 3	Для категории 4
Только одно УИВ	50	30
Только одна система наблюдения	50	30
Одновременно два вида разнообразных СКД	25	9
Одновременно n видов разнообразных СКД	100 (0,5) ⁿ	100 (0,3) ⁿ

Данный дефект можно обнаружить средством измерения качественного определения материала (например, типа mMSA-430, Scout). При использовании средств измерения такого типа трудозатраты на выполнение измерений минимальны, дополнительные расходные материалы (например, азот) не требуются.

Решение задачи обнаружения средних и малых дефектов, равных частичному изъятию материала из учетной единицы, предложено в работе [4] с помощью совмест-

Таблица 4

Значения коэффициента выборки при различных вероятностях обнаружения для порогового количества ЯМ 8 кг

A, кг	$d=G/A$	$K (P=0,5)$	$K (P=0,25)$	$K (P=0,125)$
0,1	80	0,0086	0,0036	0,0017
0,2	40	0,0172	0,0072	0,0033
0,3	27	0,0253	0,0106	0,0049
0,4	20	0,0341	0,0143	0,0067
0,5	16	0,0424	0,0178	0,0083
0,6	14	0,0483	0,0203	0,0095
0,7	12	0,0561	0,0237	0,0111
0,8	10	0,0670	0,0284	0,0133
0,9	9	0,0741	0,0315	0,0147
1	8	0,0830	0,0353	0,0166
1,1	8	0,0830	0,0353	0,0166
1,2	7	0,0943	0,0403	0,0189
1,3	7	0,0943	0,0403	0,0189
1,4	6	0,1091	0,0468	0,0220
1,5	6	0,1091	0,0468	0,0220
1,6	5	0,1294	0,0559	0,0264
1,9	5	0,1294	0,0559	0,0264
2	4	0,1591	0,0694	0,0328
2,5	4	0,1591	0,0694	0,0328
3	3	0,2063	0,0914	0,0435
3,5	3	0,2063	0,0914	0,0435
4	2	0,2929	0,1340	0,0646
7,5	2	0,2929	0,1340	0,0646
8	1	0,5000	0,2500	0,1250

Таблица 5

Значения коэффициента выборки при различных вероятностях обнаружения для порогового количества ЯМ 70 кг

M , кг	$d=G/M$	$K (P=0,3)$	$K (P=0,09)$	$K (P=0,027)$
0,1	700	0,0005	0,0001	0,0000
0,2	350	0,0010	0,0003	0,0001
0,3	234	0,0015	0,0004	0,0001
0,4	175	0,0020	0,0005	0,0002
0,5	140	0,0025	0,0007	0,0002
0,6	117	0,0030	0,0008	0,0002
0,7	100	0,0036	0,0009	0,0003
0,8	88	0,0040	0,0011	0,0003
0,9	78	0,0046	0,0012	0,0004
1	70	0,0051	0,0013	0,0004
1,5	47	0,0076	0,0020	0,0006
2	35	0,0101	0,0027	0,0008
2,5	28	0,0127	0,0034	0,0010
3	24	0,0148	0,0039	0,0011
3,5	20	0,0177	0,0047	0,0014
4	18	0,0196	0,0052	0,0015
4,5	16	0,0220	0,0059	0,0017
5	14	0,0252	0,0067	0,0020
5,5	13	0,0271	0,0072	0,0021
6	12	0,0293	0,0078	0,0023
6,5	11	0,0319	0,0085	0,0025
7	10	0,0350	0,0094	0,0027
7,5	10	0,0350	0,0094	0,0027
8	9	0,0389	0,0104	0,0030
8,5	9	0,0389	0,0104	0,0030
9	8	0,0436	0,0117	0,0034
9,5	8	0,0436	0,0117	0,0034
10	7	0,0497	0,0134	0,0039
11,5	7	0,0497	0,0134	0,0039
12	6	0,0577	0,0156	0,0046
13,5	6	0,0577	0,0156	0,0046
14	5	0,0689	0,0187	0,0055
17	5	0,0689	0,0187	0,0055
17,5	4	0,0853	0,0233	0,0068
23	4	0,0853	0,0233	0,0068
23,5	3	0,1121	0,0309	0,0091
30	3	0,1121	0,0309	0,0091
46	2	0,1633	0,0461	0,0136
69,5	2	0,1633	0,0461	0,0136
70	1	0,3000	0,0900	0,0270

ного использования двух типов приборов – качественного и количественного определения материала.

Для упрощения работы инспектора предлагается расчет объема выборки через коэффициент выборки

$$K = 1 - \beta^{1/d}. \quad (2)$$

Конечный объем выборки $n = NK$.

Коэффициент выборки определен в табл. 1, 2, составленных в зависимости от количества U-235 в учетной единице.

Из табл. 1, 2 можно сделать вывод, что если масса U-235 в учетной единице больше пороговых значений 8 и 70 кг соответственно, то коэффициент выборки K равен принятой вероятности обнаружения.

Кроме этого, из табл. 1, 2 следует, что при массе U-235 в учетной единице 1 кг для $G=8$ кг объем выборки составляет 30% от общей совокупности учетных единиц, при 3 кг уже 60%, а при 8 – 95%; для $G=70$ кг объем выборки составляет 30%, 60%, 95% от общей совокупности учетных единиц при 8, 20, 70 кг соответственно.

Таким образом, при установленных на федеральном уровне [3] пороговых количествах 8 и 70 кг для урана инспектор практически не может обеспечить обнаружение дефектов с вероятностью 95%, т.к. объем выборки составляет более 80% от всей совокупности при массе U-235 в учетной единице более половины порогового значения. В среднем по предприятиям топливного цикла этот показатель (масса U-235 в учетной единице) сравним с пороговым значением ядерного материала.

В соответствии с п.б.4.3 «Основных правил» [3] вероятность обнаружения недостачи (излишка) порогового количества ядерных материалов для расчета объема выборки подтверждающих измерений может быть уменьшена в зависимости от применения к ним средств контроля доступа (СКД) (см. табл. 3). СКД являются технические средства, предназначенные для обнаружения несанкционированных изъятия, использования, перемещения ядерных материалов, проникновения в зону ограниченного доступа. СКД подразделяются на системы наблюдения и устройства индикации вмешательства (УИВ).

Автором работы рассчитаны значения предложенного коэффициента выборки K для вероятностей обнаружения из табл. 3 [3] (50%, 25%, 12,5% (при трех СКД) для $G=8$ кг и 30%, 9%, 2,7% (при трех СКД) для $G=70$ кг). Значения коэффициента выборки для данных вероятностей обнаружения приведены в табл. 4, 5.

Таким образом, если масса U-235 в учетной единице больше или равна пороговым значениям U-235 8 и 70 кг соответственно, то конечный расчет объема выборки производится простым умножением вероятности обнаружения на полное число учетных единиц в совокупности.

Инспектор может пользоваться приведенными таблицами для оперативного расчета размера выборки при проведении инспекций, а оператор – для оперативного расчета размера выборки при проведении подтверждающих измерений.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для целей надзора за учетом и контролем ядерных материалов в работе предложен способ расчета объема выборки при проверках совокупностей учетных единиц с ядерным материалом в зависимости от массового содержания U-235 в учетной единице применительно к российским ядерным установкам.

Полученные результаты могут быть также использованы операторами ядерных установок для определения объема выборки подтверждающих измерений при проведении физических инвентаризаций или процедурах передачи ядерного материала.

Литература

1. International Atomic Energy Agency (IAEA) SAFEGUARDS. Statistical Concepts and Techniques. Vienna, 1989.
2. Statistical Sampling Plans for Prior Measurement Verification and Determination of the SNM Content of Inventories// С.Ф. Piopel, R.J. Brouns, 1982. – 680 с.
3. Основные правила учета и контроля ядерных материалов. НП-03-01.- Введ. 09.08.2001. – М.: Госатомнадзор, 2001. – 15 с.
4. *Кривошеина О.В.* Использование двух типов приборов неразрушающего анализа для выборочной проверки ядерных материалов// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2001. - №1. – С.39-45.

Поступила в редакцию 24.09.2001

ГЕТЕРОГЕННАЯ ИММОБИЛИЗАЦИЯ ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ КОНЦЕНТРАЦИИ АКТИНОИДНЫХ ОТХОДОВ В МАТЕРИАЛАХ ИХ ДЛИТЕЛЬНОГО ХРАНЕНИЯ

А.А. Козарь

Институт физической химии РАН, г. Москва



Рассмотрена гетерогенная иммобилизация актиноидных отходов – включение их в матрицу-носитель в виде частиц отдельной фазы. На основе анализа возможных направлений выхода тяжелых ядер из шаровых и цилиндрических частиц отходов проведен расчет интенсивности генерации треков в матрице. Показано, что для существования в ней замкнутой области без повреждений объемное содержание актиноидов не должно превышать 50% для шаровых и 75% для цилиндрических частиц отходов. Получены зависимости кратности снижения дозовой нагрузки на гетерогенную матрицу по отношению к гомогенной от размеров актиноидных частиц. Установлено, что начиная с радиуса частиц 10^{-5} м, когда количество повреждений падает в 5 раз, каждому порядку увеличения размеров актиноидной фазы соответствует примерно порядок снижения дозовой нагрузки.

Наиболее проблемной фракцией радиоактивных отходов (РАО) являются малые актиноиды (МА) – α -излучающие изотопы Np, Am, Cm, значительная экологическая опасность которых сохраняется многие сотни тысяч лет [1–3]. Наряду с традиционным подходом к обезвреживанию МА путем захоронения в глубокие геологические формации активно разрабатывается и более радикальный метод обращения с этой фракцией – уничтожение трансмутацией в короткоживущие и стабильные нуклиды. Как в случае создания иммобилизационных систем для захоронения, так и в случае синтеза мишеней для ядерного сжигания, пригодных для долговременного компактного хранения МА до реализации этого метода их утилизации, необходимым считается стремление к повышению концентрации α -излучателей в матрицах-носителях, что требует их высокой радиационной стойкости.

ПОНЯТИЕ РАДИАЦИОННОЙ ГЕТЕРОГЕННОСТИ

Во всех ранее создаваемых материалах для иммобилизации α -излучателей эта фракция не включалась в виде отдельной фазы, поэтому данные объекты имели гомогенную структуру по отношению к атомарному распределению актиноидов. В течение длительного времени основным направлением в разработке иммобилизаторов для МА было создание минералоподобных керамик, известных под названием синрок (Synroc – синтетический камень), моделирующих содержащие U и Th природные минералы, которые выдержали без существенного изменения физико-химических свойств дозовую нагрузку

от облучения $\sim 10^{27}$ α -частиц/ м^3 [4]. Допустимая дозовая нагрузка для полученных искусственных матриц оказалась несколько ниже. После самооблучения от 10^{24} – 10^{26} α -частиц/ м^3 эти минералы превращаются в смесь разупорядоченных областей и кристаллических структур примерно в равном соотношении объемов вследствие наложения треков ядер отдачи [5 – 8]. Расстояние действия указанных тяжелых частиц составляет $(1-2) \cdot 10^{-8}$ м; на своем пути они производят несколько тысяч смещений атомов, повреждая микрообъемы 10^{-24} – 10^{-23} м^3 , заведомо пересекающиеся после дозовой нагрузки 10^{23} – 10^{24} α -частиц/ м^3 . Предел допустимой концентрации актиноидных РАО в минералоподобных керамиках обычно оценивается на уровне не выше 10% по массе, однако при этом в качестве основного компонента рассматривается относительно низкоактивный уран, оставшийся после регенерации топлива. Кроме того, обоснования емкости матриц по α -излучателям зачастую ограничиваются структурно-химическими факторами, т.е. возможностью включения отходов в кристаллическую решетку иммобилизатора, а его долговременная радиационная устойчивость учитывается далеко не всегда.

Принципиальным ограничением на повышение радиационной стабильности гомогенных актиноидных иммобилизаторов является именно равномерность распределения атомов α -излучателей по объему материала, в результате чего каждый распад ведет к повреждению композиции ядрами отдачи и гелия. Переход к включению актиноидной фракции РАО в виде отдельной фазы, т.е. к гетерогенной системе, приводит к поглощению части короткопробежного излучения в объеме самих частиц отходов МА и снижению дозовой нагрузки на матрицу-носитель [9 – 11]. Вдобавок, гетерогенные системы обладают высокой химической независимостью от характеристик атомов дочерних элементов, возникающих вследствие распада или деления актиноидов.

Очевидно, что преимущества в радиационной устойчивости химически гетерогенной композиции перед гомогенной будут сказываться только начиная с размеров частиц актиноидных отходов, сравнимых с длиной пробега тяжелых ядер. Следовательно, понятие радиационной гетерогенности является относительным и должно рассматриваться в применении к конкретному излучению. Так, при размерах частиц МА $\sim 10^{-7}$ м система является радиационно гетерогенной по отношению к ядрам отдачи, пробег которых заметно ниже, но остается практически гомогенной относительно ядер гелия с пробегом $\sim (1-2) \cdot 10^{-5}$ м.

Возможны различные принципы синтеза гетерогенных композиций в зависимости от их дальнейшего назначения. В рамках программы разработки ядерного топлива с инертной матрицей (IMF – Inert Matrix Fuel) развивается одна из технологий создания гетерогенных систем, где в материал таблеток включаются полученные методом «золь-гель» топливные частички [12,13]. Для топливных таблеток-мишеней также удобно применять методы прессования порошков с последующим отжигом. В этом случае частицы фракции материала-разбавителя должны быть много меньше актиноидных частиц для создания обволакивающего эффекта и формирования скелета матрицы. При создании иммобилизаторов для захоронения отходов возможно внесение частиц α -излучателей в расплавы минералоподобных керамик, которые обычно имеют более низкую температуру плавления по сравнению, например, с оксидами и фосфатами трансурановых элементов. Наконец, МА могут вводиться в состав пористых ядерно-инертных материалов из растворов путем упаривания или циклического пропитывания, а также пропитыванием расплавами [14–17]. Рассмотрение последних композиций при неполном заполнении пор позволяет осуществить моделирование гетерогенных систем в наиболее общем виде, поскольку независимо от структуры иммобилизатора полости в нем, содержащие актиноидные частицы, могут считаться порами в материале матрицы.

Для обоснования принципов формирования гетерогенных систем с учетом оптимизации соотношения объемов компонентов и размеров актиноидных частиц необходимо

определить влияние этих факторов на величину дозовой нагрузки на каркас матрицы-носителя.

Поток частиц из поры. При моделировании структуры несплошных материалов пустоты в них обычно представляют в виде композиции цилиндрических и шаровых пор. Такая аппроксимация применима и к форме частиц актиноидных отходов в гетерогенных иммобилизаторах сплошного типа.

На рис.1 сплошными линиями показано центральное сечение шаровой поры, которое также можно рассматривать и в качестве поперечного сечения квазибесконечной цилиндрической. Пунктир относится к наложенному соответствующим образом осевому сечению цилиндрической поры. Поры имеют радиус R и заполнены так, что внутренний радиус шарового и цилиндрического слоев материала отходов составляет R_0 . Элемент объема $dV = \rho^2 \sin\theta \, d\rho \, d\theta \, d\varphi$ или $dV = \rho \, d\rho \, d\varphi \, dz$ отходов с единичной объемной мощностью, расположенный в точке O' с координатами соответственно (ρ, θ, φ) в сферической или (ρ, φ, z) в цилиндрической координатной системе с центром в точке O , со-

здает в материале матрицы поток треков $dV \frac{\Omega(\rho)}{4\pi}$, где $\Omega(\rho) = \frac{\Delta S}{\bar{R}^2}$ – телесный угол, вырезанный порой из сферы с центром в точке O' радиусом, равным длине пробега тяжелых заряженных частиц в материале отходов \bar{R} , ΔS – площадь вырезанного сферического сегмента. Для шаровой поры $\Delta S = 2\pi \bar{R}^2 (1 - \cos\bar{\theta})$, где $\bar{\theta}$ – величина угла $\angle AO'B$. По теореме косинусов для треугольника $OA'O'$ при $\rho \neq 0$ имеем

$$\cos\bar{\theta} = -\cos(\pi - \bar{\theta}) = -\frac{\rho^2 + \bar{R}^2 - R^2}{2\rho\bar{R}},$$

откуда

$$\Omega_{sph}(\rho) = 2\pi \left(1 + \frac{\rho^2 + \bar{R}^2 - R^2}{2\rho\bar{R}} \right).$$

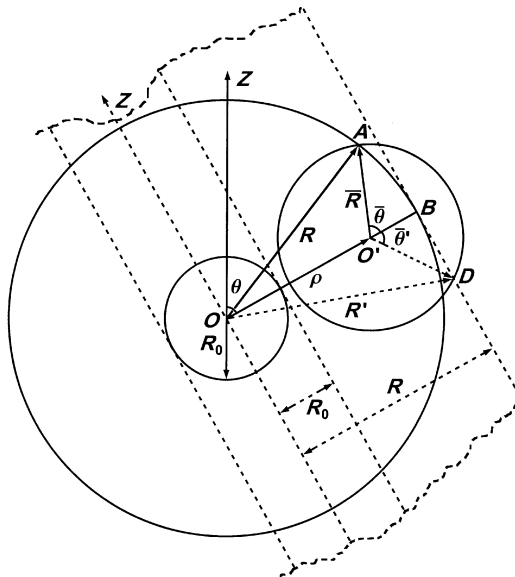


Рис. 1. Схема для расчета потока частиц: центральное сечение шаровой и поперечное цилиндрической поры (—) и осевое сечение цилиндрической поры (- -)

В случае цилиндрических пор выражение для $\Omega_{cyl}(\rho)$ включает в себя слагаемые, содержащие эллиптические интегралы, является чрезвычайно громоздким и поэтому практического значения не имеет. Приближение $\Omega_{cyl}(\rho)$ можно получить, приняв во внимание, что, с одной стороны, вырезаемый цилиндром радиуса R из сферы радиуса \bar{R} телесный угол меньше угла, вырезаемого сферой радиуса R : $\Omega_{cyl}(\rho) < \Omega_{sph}(\rho)$. С другой стороны, искомый угол больше телесного угла $\bar{\Omega}_{sph}(\rho) = 2\pi(1 - \cos\bar{\theta}') = 2\pi\left(1 - \frac{R-\rho}{\bar{R}}\right)$, вырезаемого сферой радиуса R , равного длине отрезка OD , где D – точка пересечения образующей цилиндра со сферой радиуса \bar{R} : $\Omega_{cyl}(\rho) > \bar{\Omega}_{sph}(\rho)$. Среднее арифметическое указанных выражений для нижней и верхней оценки телесного угла при $\rho \neq 0$ есть

$$\Omega_{cyl}(\rho) = \frac{1}{2}(\Omega_{sph}(\rho) + \bar{\Omega}_{sph}(\rho)) = 2\pi \left(1 + \frac{3\rho^2 + \bar{R}^2 - R^2 - 2\rho R}{4\rho\bar{R}} \right).$$

В представлении потока треков из сферической и цилиндрической единичной длины пор используем интегрирование с переменным нижним пределом по ρ :

$$I_{sph}(x) = \frac{1}{4\pi} \int_0^{2\pi} d\varphi \int_0^{\pi} \sin\theta d\theta \int_x^R \Omega_{sph}(\rho) \rho^2 d\rho,$$

$$I_{cyl}(x) = \frac{1}{4\pi} \frac{1}{h} \int_0^{2\pi} d\varphi \int_{-h/2}^{h/2} dz \int_x^R \Omega_{cyl}(\rho) \rho d\rho,$$

где $x > 0$, $h \gg R$ – характерный размер иммобилизационной системы, отсюда получим

$$I_{sph}(x) = 2\pi \left(\frac{R^3}{3} - \frac{R^4}{8R} + \frac{R^2\bar{R}}{4} + \frac{R^2x^2}{4R} - \frac{\bar{R}x^2}{4} - \frac{x^3}{3} - \frac{x^4}{8R} \right),$$

$$I_{cyl}(x) = \pi \left(\frac{R^2}{2} - \frac{R^3}{4R} + \frac{R\bar{R}}{4} + \frac{R^2x}{4R} - \frac{\bar{R}x}{4} - \frac{x^2}{2} + \frac{Rx^2}{4R} - \frac{x^3}{4R} \right).$$

В области $R < \bar{R} + R_0$ имеем $x = R_0$. Если $R > \bar{R} + R_0$, то $x = R - \bar{R}$, и полученные интегралы упрощаются:

$$I_{sph}(R - \bar{R}) = 2\pi \left(\frac{R^2\bar{R}}{2} - \frac{\bar{R}^3}{24} \right), \quad I_{cyl}(R - \bar{R}) = \pi \frac{R\bar{R}}{2}.$$

Без учета краевых эффектов $I_{cyl}(R - \bar{R})$ представляет собой активность толстого плоского источника с площадью, равной площади $2\pi R$ боковой поверхности цилиндра единичной длины, что ожидалось в случае $R \gg \bar{R}$, когда цилиндрический слой можно развернуть в плоский, т.е. $I_{cyl}(x)$ дает несколько завышенную оценку потока частиц. При $R \gg \bar{R}$ поверхность сферы разрезается на практически плоские сегменты достаточной для пренебрежения краевыми эффектами площади. Тогда $I_{sph}(R - \bar{R}, R \gg \bar{R}) = \pi R^2 \bar{R}$ также соответствует толстому источнику с площадью, равной площади $4\pi R^2$ поверхности сферы.

Хотя $\cos\bar{\theta}$ – непрерывная функция, использованное для него выражение имеет бесконечный разрыв в точке $\rho = 0$. При $R = \bar{R}$ разрыв легко устраняется в самом выражении для $\cos\bar{\theta}$, и

$$\Omega_{sph}(\rho) = 2\pi \left(1 + \frac{\rho}{2\bar{R}} \right), \quad \Omega_{cyl}(\rho) = 2\pi \left(1 + \frac{3\rho - 2\bar{R}}{4\bar{R}} \right).$$

Результаты

$$I_{sph}(R = \bar{R}) = \frac{11}{12} \pi \bar{R}^3 \quad \text{и} \quad I_{cyl}(R = \bar{R}) = \frac{1}{2} \pi \bar{R}^2,$$

получаемые после подстановки последних значений телесных углов и интегрирования на отрезке $[0, \bar{R}]$ при $R_0 = 0$, полностью совпадают с расчетом при подстановке $x=0$ в конечные выражения для $I_{sph}(x)$ и $I_{cyl}(x)$, поэтому их вычисление в области $R \geq \bar{R}$ может проводиться и в указанной точке. При $R < \bar{R}/2$ система с шаровыми порами становится радиационно гомогенной относительно данного вида излучения – все частицы вылетают за пределы поры. Тогда при $R_0 = 0$ их поток составляет $\frac{4}{3} \pi R^3$, однако

$I_{sph}(R = \bar{R}/2) = \frac{37}{24} \pi R^3$. Это соответствует вполне приемлемой для оценочных расчетов погрешности $\sim 15\%$, т.е. расчетная величина $I_{sph}(x)$ близка к реальной и в области $R \leq \bar{R}/2$. Если бы рассматривались конечные цилиндрические поры, то при $R < \bar{R}/2$, $h < \bar{R}/2$ эта система также перестала бы быть радиационно гетерогенной, а поток частиц с единицы длины при $R_0 = 0$ составил бы πR^2 . Реально он несколько ниже, т.к. некоторая доля частиц, испущенных под достаточно острым углом к оси цилиндра, за пределы поры не выходит, поэтому система остается слабогетерогенной. При $R = \bar{R}/2$ и $R_0 = 0$ расчет дает $I_{cyl}(R = \bar{R}/2) = \frac{7}{8} \pi R^2$, что лишь на 12.5% меньше указанной величины для пор в виде малых конечных цилиндров, одновременно являющейся асимптотой для квазибесконечных цилиндров при $R \ll \bar{R}$. Таким образом, функция $I_{cyl}(x)$ также достаточно адекватно описывает поведение потока и в области $R \leq \bar{R}/2$.

ДОЗОВАЯ НАГРУЗКА НА ГОМОГЕННЫЕ И ГЕТЕРОГЕННЫЕ МАТРИЦЫ

При иммобилизации в матрице с открытой пористостью p одного изотопа с концентрацией C_V в материале актиноидных отходов, занимающих в поре относительный объем s , его среднее содержание в системе $\bar{C}_V = \chi p C_V$. При этом $\chi_{sph} = 1 - (R_0/R)^3$ для шаровых и $\chi_{cyl} = 1 - (R_0/R)^2$ для цилиндрических пор. Если минимальное расстояние между центрами шаровых или осями цилиндрических соседних регулярно расположенных пор r , то в отсутствие закрытой пористости

$$p_{cyl} = \pi \left(\frac{R}{r} \right)^2.$$

Когда среднее расстояние между поверхностями частиц актиноидов больше двойного пробега тяжелых ядер в материале матрицы \bar{R}^m , т.е при $r - 2R > 2\bar{R}^m$, в ней существует не подверженная бомбардировке пространственно-непрерывная область, что повышает надежность системы. Отсюда можно получить соответствующие данному условию нижние пределы радиусов шаровых и цилиндрических актиноидных частиц или пор в иммобилизаторе [9,10]:

$$R_{sph}^{\min} = \bar{R}^m \left[\left(\frac{\pi}{6p_{sph}} \right)^{1/3} - 1 \right]^{-1}, \quad R_{cyl}^{\min} = \bar{R}^m \left[\left(\frac{\pi}{4p_{cyl}} \right)^{1/2} - 1 \right]^{-1}.$$

На рис. 2 рассмотрен случай, когда пробеги ядер гелия и осколков деления в материале каркаса матрицы составляют $\bar{R}_\alpha = \bar{R}_f = 1.5 \cdot 10^{-5}$ м; аналогичная зависимость для ядер отдачи с пробегом $\bar{R}_m = 1.5 \cdot 10^{-8}$ м получается уменьшением масштаба по оси ординат в $\bar{R}_\alpha / \bar{R}_m = 10^3$ раз. Ограничение объемного содержания актиноидов в гетерогенных композициях или их пористости для выполнения требования наличия в скелете матрицы свободной от треков замкнутой области следует из условия неотрицательности множителя при \bar{R}^m : $p_{sph} < \pi/6 \approx 0.5$, $p_{cyl} < \pi/4 \approx 0.75$ [9,10]. В итоге, независимо от формы актиноидных частиц, наибольший интерес представляет заполненная наполовину система в отсутствие остаточной пористости. Следует отметить, что если сам материал такой матрицы имеет типичную плотность ~ 5 г/см³, то при иммобилизации в ней актиноидных оксидов плотностью ~ 10 г/см³ их содержание по массе составит 65 – 75% и существенно превысит самые оптимистичные оценки этой величины в гомогенных композициях.

При снижении скорости в конце трека ядра гелия производят несколько сотен смещений атомов, образуя дефектные пары по Френкелю [6]. Однако основная роль в повреждении иммобилизатора принадлежит ядрам отдачи, которые вызывают $\varepsilon = 80-90\%$ смещений атомов в кристаллической решетке матрицы [6]. Путь частицы в гетерогенной системе может проходить не только через материал матрицы-носителя, но и через

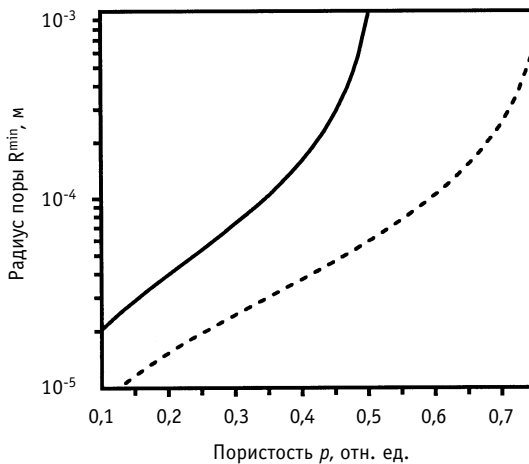


Рис. 2. Минимальные радиусы шаровых (—) и цилиндрических (- -) пор для существования в матрице пространственно-непрерывной области без повреждений при длине пробега ядер гелия и осколков деления в ее материале $\bar{R}_\alpha = \bar{R}_f = 1.5 \cdot 10^{-5}$ м

включения актиноидных отходов, вследствие чего дозовая нагрузка на сам скелет иммобилизатора снижается. Пробег частиц в материале матрицы \bar{R}^m превышает их пробег в материале актиноидных отходов \bar{R} , которые имеют более высокую плотность и среднюю атомную массу. При $\bar{R}^m < r - 2R$ попадание тяжелых ядер в соседнюю пору возможно только за счет нерегулярности объемного распределения актиноидных отходов, в то время как при $\bar{R}^m \gg r$ часть повреждений t , приходящая на материал матрицы, следует оценить как долю занятого ею объема, т.е. $(1 - p)$. Таким образом, уменьшение доступной для проникновения излучаемых ядер части объема включений отходов МА с ростом R на отрезке $[0, (r - \bar{R}^m)/2]$ можно учесть, хотя и грубо, введением соответствующего множителя при p :

$$\tau = 1 - p \left(1 - \frac{\bar{R}^m}{r - 2R} \right).$$

При дальнейшем увеличении R коэффициент $\tau = 1$.

Поскольку рассматриваются повреждения только в скелете матрицы, отношение количества смещений атомов в гомогенной и гетерогенной системах при одинаковой средней концентрации актиноида дается выражением

$$\kappa_\alpha = \chi p (1 - p) v \left[\varepsilon \tau^m I^m(x) + (1 - \varepsilon) \tau^\alpha I^\alpha(x) \right]^{-1},$$

где v – объем элементарной ячейки в пористой структуре ($v_{sph} = r^3$, $v_{cyl} = \pi r^2$); $I^m(x)$, $I^\alpha(x)$ – интенсивность генерации треков соответственно ядер отдачи и гелия в материале каркаса матрицы. Аналогично, для осколков деления при облучении гомогенных и гетерогенных трансмутационных мишеней

$$\kappa_f = \chi p (1 - p) v \left[\tau^f I^f(x) \right]^{-1}.$$

В наибольшей мере преимущества гетерогенных систем проявляются в отсутствие в них незаполненных полостей при $R_0 = 0$ и $\chi = 1$, что, вообще говоря, редко реализуется при создании композиций на основе собственно пористых материалов. Графики зависимостей $\kappa_\alpha(R)$ и $\kappa_f(R)$ после устранения незначительных разрывов в точках $R = \bar{R}$ и сглаживания показаны на рис. 3, где рассмотрен случай, когда $p = 0.5$, $\bar{R}_m = 10^{-8}$ м, $\bar{R}_\alpha = \bar{R}_f = 10^{-5}$ м. Особенно резкое снижение дозовой нагрузки наблюдается при $R > \bar{R}_\alpha / 2$ и $R > \bar{R}_f / 2$.

Геометрическая форма актиноидных частиц или пор не оказывает значительного влияния на среднее количество повреждений в скелете матрице (рис.3), однако распределение треков по его объему от указанного параметра зависит существенно – имеющая свободную от повреждений замкнутую область композиция с цилиндрическими порами позволяет включать в себя больше отходов, чем аналогичная с шаровыми (рис.2). Этот вывод несколько отличается от принятого в разработках IMF мнения о необходимости стремления к приданию актиноидным частицам исключительно шаровой формы для снижения поверхности контакта с инертным разбавителем [13]. Впрочем, в последнем случае дополнительно учитывается уменьшение механических напряжений на границе сопряжения микросфер с матрицей.

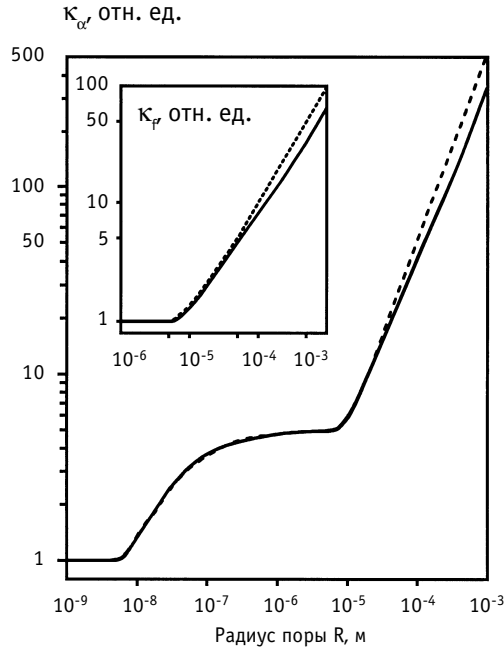


Рис. 3. Кратность снижения количества повреждений, вызванных ядрами гелия и отдачи $\kappa_{\alpha}(R)$ и осколками деления $\kappa_f(R)$, в гетерогенной матрице, заполненной наполовину объема ($p=0.5, \chi = 1$) шаровыми (—) и цилиндрическими (- -) актиноидными частицами, по отношению к гомогенной в зависимости от их радиуса при пробегах в материале отходов ядер отдачи $\bar{R}_m=10^{-8}$ м, ядер гелия и осколков деления $\bar{R}_{\alpha}=\bar{R}_f=10^{-5}$ м

МАКСИМАЛЬНЫЙ РАЗМЕР ПОР

С ростом размеров актиноидных частиц или пор дозовая нагрузка на каркас матрицы снижается. Тем не менее, очевидно, что такое увеличение лимитировано, в первую очередь, прочностными характеристиками иммобилизатора, аварийное разрушение которого в местах хранения или захоронения при их затоплении грунтовыми водами может привести к относительно быстрой делокализации отходов из пересеченных разломом полостей матрицы. Неизбежным является и снижение прочности с течением времени из-за деградации самих частиц актиноидной керамики, вызванной химическими изменениями при радиоактивном распаде, локальными перегревами и накоплениями электрических зарядов. Впрочем, эти процессы в гетерогенной системе не столь значимы, т.к. основное их влияние на структуру матрицы сосредоточено в прилегающих к поре областях.

Следует отметить, что в то время как прочность изначально сплошных материалов при разбулвании актиноидными частицами обычно уменьшается [13], прочность пористых матриц даже при довольно крупных порах диаметром $10^{-4} - 10^{-3}$ м после заполнения отходами вследствие уменьшения объема пустот возрастает [14]. В работах по созданию IMF предпочтение отдается таблеткам с размером включенных в них микросфер актиноидов $(1 - 2) \cdot 10^{-4}$ м, прочность которых составляет ~ 100 МПа и удовлетворяет предъявляемым к топливу требованиям [13]. Кроме того, даже при относительно небольших размерах актиноидных частиц $10^{-7} - 10^{-5}$ м, включение которых не может существенно снизить прочность сплошного материала, дозовая нагрузка на гетерогенную матрицу все же примерно в 5 раз ниже, чем на гомогенную.

Аварийная ситуация, связанная с повреждением иммобилизатора и затоплением его грунтовыми водами, не является единовременным разовым выбросом радиоактивного вещества, поскольку растворимость актиноидных отходов, обычно оксидов или фосфа-

тов, в грунтовых водах крайне низка. Тем не менее, ухудшение радиационной обстановки в районе хранилища произойдет в гораздо более короткие сроки по сравнению с периодом распада отходов до безопасного состояния. Поэтому имеет смысл введение ограничений на возможный краткосрочный выход отходов вследствие разрушения иммобилизатора в виде предельно допустимой относительной доли k от всей массы радиоактивного материала, содержащегося в матрице.

Если иммобилизатор кубической формы с размером ребра R_{im} будет рассечен плоскостью, параллельной двум его противоположным граням, то на каждой из двух поверхностей разлома разрезанными окажутся все поры с центрами в слое толщиной, равной их радиусу, т.е. в тесный контакт с окружающей средой вступят отходы из объема $R_{im}^2 D$, где $D = 2R$ – диаметр поры или актиноидной частицы. Поскольку полный объем матрицы R_{im}^3 , искомое ограничение имеет вид $D < k R_{im}$ [9]. Так, для реальной ситуации, когда $R_{im} = 10^{-1}$ м, $k = 0.1$ – 1%, диаметр поры не должен превышать 10^{-4} – 10^{-3} м, что соответствует снижению дозовой нагрузки на гетерогенную систему в 40 – 300 раз по сравнению с гомогенной. Разломы сложной формы с повышенной поверхностью можно не рассматривать, учитывая, что одновременное повреждение всех хранящихся в одном месте иммобилизационных объектов маловероятно.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Одной из главных целей разработки ИМФ является повышение выгорания [12]. Возможной стратегией трансмутации МА также является непрерывное облучение мишеней до предельного выгорания с последующим их захоронением без переработки [12, 18 – 20]. В рамках этого подхода гетерогенные иммобилизаторы заслуживают особого внимания, поскольку являются многоцелевыми системами – они пригодны для долговременного безопасного хранения актиноидов, могут создаваться в виде готовых к облучению в трансмутационных устройствах топливных таблеток, а при частичном сохранении свойств своего каркаса после незначительной подготовки направляться в дальнейшем на захоронение [18–20]. Кроме того, при наличии остаточной пористости в таблетках возможно решение проблемы накопления газообразных продуктов деления, ограничивающего достижение высоких выгораний трансмутационных мишеней. Как и в случае сжигания ^{129}I , газы могут отводиться по петлевому каналу в процессе облучения [21].

Таким образом, хотя в настоящее время технологии создания гетерогенных композиций, содержащих актиноидные отходы или топливо, только разрабатываются, повышенная радиационная и химическая устойчивость, а также более высокая емкость по излучателям гетерогенных систем по сравнению с гомогенными делает перспективы их широкого распространения в недалеком будущем достаточно обнадеживающими.

Литература

1. Бергельсон Б.Р., Герасимов А.С., Зарицкая Т.С. и др. Радиотоксичность и остаточное энерговыделение актиноидов и продуктов деления отработавшего ядерного топлива ВВЭР при длительном хранении//Атомная энергия. - 2000. - Т. 89. - №3. - С. 215-220.
2. Бергельсон Б.Р., Герасимов А.С., Зарицкая Т.С. и др. Радиотоксичность и остаточное энерговыделение отработавшего уран-плутониевого и ториевого топлива при длительном хранении//Атомная энергия. - 2001. - Т. 90. - № 1. - С. 31-35.
3. Поплавский В.М., Матвеев В.И., Работнов Н.С. Замыкание ядерного топливного цикла: баланс актиноидов и безопасность//Атомная энергия. - 1996. - Т.81. - №2. - С. 123-128.
4. Bindon F.J.L. SYNROC: The Australian Solution Radioactive Waste Management//The Nuclear Engineer. - 1989. - V. 30. - № 6. - P. 174 - 178.
5. Matzke HJ. Radiation damage effects in nuclear materials//Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. - 1988. - B32. - P. 455 - 470.

6. Ewing R.C., Chakoumakos B.C., Lumpkin G.R. et. al. Metamict minerals: natural analogues for radiation damage effects in ceramic nuclear waste forms//Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. - 1988. - В32. - P. 487 - 497.
7. Lumpkin G.R., Ewing R.C., Chakoumakos B.C. et. al. Alpha-recoil damage in zirconolite (CaZrTi₂O₇)//J. Materials Research. - 1986. - V. 1. - № 4. - P. 564 - 576.
8. Mitamura H., Matsumoto S. Fabrication of curium-doped synroc for an Alpha radiation stability test// Nuclear Technology. - 1989. - V. 85. - P. 109 - 117.
9. Козарь А.А. Оптимизация размеров пор при иммобилизации актинидов пористыми материалами: Тез. докл./Первая Российская конф. по радиохимии (Дубна, 17 – 19 мая 1994). – М., 1994. - С. 123.
10. Козарь А.А. Преимущества иммобилизации актиноидных отходов в пористых материалах на основе оценки дозовой нагрузки: Матер. 5-го Всерос. симп. “Современные теоретические модели адсорбции в пористых средах” (Москва, 24–28 мая 1999 г.). – М., 1999. - С. 138.
11. Козарь А.А. Пористые мишени для хранения и трансмутации актиноидов и ¹²⁹I: Тез. докл./ Конф. “Институт физической химии на рубеже веков” (Москва, 21–23 марта 2000 г.). – М., 2000. - С. 128.
12. Горский В.В. Ядерное топливо с инертной матрицей (IMF). Часть I.//Атомная техника за рубежом. - 2000. - № 10. - С. 3 - 8.
13. Горский В.В. Ядерное топливо с инертной матрицей (IMF). Часть II.//Атомная техника за рубежом. - 2000. - № 11. - С. 3 - 11.
14. Захаров М.А., Потемкина Т.И., Козарь А.А. Физико-химическое взаимодействие композиции на основе Al₂O₃ для хранения долгоживущих радионуклидов//Неорганические материалы. - 1993. - Т. 29. - № 3. - С. 379 - 380.
15. Kozar A.A., Peretroukhin V.F., Silin V.I. Development of some techniques for immobilization and transmutation of long-lived neptunium and technetium: Proc. of the 3-rd Finnish-Russian Symposium on Radiochemistry (Helsinki, Finland. October 19–20, 1993). - Helsinki University, 1994. - P. 133-144.
16. Козарь А.А., Плотникова Т.Э. Рост массы пористых материалов при циклической пропитке растворами имитаторов радиоактивных отходов: Матер. 5-го Всерос. симп. “Современные теоретические модели адсорбции в пористых средах” (Москва, 24–28 мая 1999 г.). - М., 1999. - С. 139.
17. Афонин М.М., Горохов В.А., Козарь А.А. и др. Пористый карбид циркония – матрица для иммобилизации и трансмутации актиноидных отходов: Матер. 6-го Всерос. симп. “Актуальные проблемы теории адсорбции и синтеза сорбентов” (Москва – Клязьма, 24–28 апреля 2000 г.). – М., 2000. - С. 125.
18. Захаров М.А., Козарь А.А., Никифоров А.С. Перспективы обезвреживания долгоживущих актинидов методом трансмутации//Доклады АН СССР. - 1990. - Т. 314. - № 6. - С. 1441-1444.
19. Никифоров А.С., Захаров М.А., Козарь А.А. Перспективы трансмутационного обезвреживания ²³⁷Np и ²⁴¹Am при облучении их тепловыми нейтронами внутри пористых иммобилизаторов//Атомная энергия. - 1991. - Т. 70. - № 3. - С.188-191.
20. Козарь А.А. Повышение экологической безопасности отходов после облучения актиноидов тепловыми нейтронами//Атомная энергия. - 1993.- Т. 75. - № 3. - С. 188-194.
21. Козарь А.А. Повышение эффективности трансмутации ¹²⁹I//Атомная энергия. - 2001.- Т. 91. - № 2. - С. 139-146.

Поступила в редакцию 18.10.2001

УДК 621.039.7

ИССЛЕДОВАНИЕ МЕТОДОВ ОБОСНОВАНИЯ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ, СОДЕРЖАЩИМИ ЯДЕРНЫЕ МАТЕРИАЛЫ

С.С. Кречетов, В.С. Внуков

ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Исследованы методы расчета ядерной безопасности при обращении с отходами, содержащими ядерные материалы. Проведены расчеты безопасного удельного содержания, безопасной поверхностной плотности, используемых при анализе ядерной безопасности отходов. Рассмотрены различные смеси отходов, содержащих воду, графит, бериллий, оксид кремния и другие, с ураном высокого обогащения. Приведены рекомендации по нормативным параметрам при обращении с отходами.

Безопасное обращение с радиоактивными отходами является актуальной проблемой ядерной энергетики. По данной проблеме исследуются и обсуждаются разные способы обращения с отходами и их воздействия на окружающую среду.

Отходы образуются при добыче урана и получении уранового концентрата, изотопного обогащения, изготовлении ядерного топлива, конверсии оксидов урана в гексафторид урана, переработке радионуклидов, образующихся в активной зоне АЭС в результате нейтронного захвата и деления тяжелых нуклидов ядерного топлива, а также вследствие активации нейтронами некоторых нуклидов, входящих в состав замедлителя, теплоносителя и конструкционных материалов.

Вопросам ядерной безопасности при обращении с отходами не уделялось достаточного внимания ввиду малой концентрации урана или плутония в отходах. Однако при определенном стечении обстоятельств, например, при увеличении концентрации урана или плутония в процессе хранения или кондиционирования, а также при отсутствии контроля ядерных материалов в оборудовании, отходы могут представлять собой угрозу ввиду возможности образования самоподдерживающейся цепной реакции деления (СЦР). Поэтому необходимо рассмотреть условия, при которых в процессе обращения с отходами, содержащими малое количество делящихся материалов в виде урана и плутония, может возникнуть СЦР. Необходимо провести исследования влияния на $K_{эф}$ состава отходов, влажности, распределения делящихся материалов, типа контейнеров, способов переработки, плотности, обогащения и т.д.

В рассмотрение включаются типичные отходы заводов топливного цикла, из которых по технико-экономическим соображениям не имеет смысла извлекать делящиеся материалы, предприятия, где хранят, захоранивают, битумируют, цементируют, остекло-

© С.С. Кречетов, В.С. Внуков, 2001

вывают отходы, в том числе и содержащие делящиеся материалы. К ним можно отнести жидкие отходы с концентрацией урана-235 1-5 мг/л, сбрасываемые в хвостохранилища или конденсируемые, а также низко и среднеактивные твердые отходы с делящимися материалами в виде нерастворимых осадков, резины, графита, керамики печей, полиэтиленовых изделий и т.д.

При низком удельном содержании делящихся материалов в отходах объемы захораниваемых отходов составляют тысячи кубометров в отдельных местах, а суммарное количество делящихся материалов - десятки, сотни, тысячи килограммов, что не исключает возможности возникновения СЦР. Процессы, происходящие с отходами, являются индивидуальными для каждого места захоронения, зависят от типа отходов (жидкие, твердые), ряда химических и физических процессов и требуют исследований в каждом конкретном случае. Кроме того, ввиду многообразия видов отходов и неопределенности их состава трудно точно определить состав смесей для анализа ядерной безопасности.

Хранилища отходов можно разбить на следующие типы.

1. Хранилища жидких отходов. Примерами таких хранилищ являются хранилище отходов в Хэнфорде, наливные хранилища жидких отходов на высокоактивных заводах топливного цикла, хранилища жидких отходов, которые закачиваются на большие глубины (ГХК, СХК, НИИАР), и другие. Решение вопросов ядерной безопасности жидких РАО для отдельных хранилищ описано в работах [1-5]. Ядерная безопасность в них обеспечивается ограничением концентрации ДМ в сливаемых растворах, концентрацией ДМ в осадках. Например, при анализе ядерной безопасности емкостей с жидкими высокоактивными отходами в Хэнфорде параметром безопасности была выбрана концентрация плутония. Важным вопросом является также выбор состава отходов, который обеспечивает консервативные оценки.

2. Хранилище твердых отходов. В настоящее время современным способом обращения с твердыми отходами является их хранение в бочках. Решение вопросов ядерной безопасности хранилищ РАО в бочках изложено в [4, 6-8]. При обращении с отходами важно знать численные значения безопасных параметров ядерной безопасности. Так захоронение жидких отходов под землю на опытно-промышленном полигоне в НИИАР удовлетворяет требованиям ядерной безопасности при суммарной концентрации нуклидов плутония, урана-235, америция, кюрия не более 0,01 мг/л. Это значение определяется технологией обращения с отходами. Для твердых отходов параметром ядерной безопасности, который часто используется, является удельное содержание граммов ДМ на килограмм отходов.

Очевидно количественные критерии ядерной безопасности изменяются в широких пределах.

В целом для обеспечения ядерной безопасности необходимо решение следующих задач:

- развитие методов расчетов коэффициентов размножения систем, содержащих малые концентрации делящихся материалов в смесях с различными нуклидами, входящими в состав отходов, верификация методов расчета;
- разработка ограничительных пределов и параметров ядерной безопасности для отходов;
- построение физических и математических моделей для расчета последствий проектных и запроектных аварий в могильниках и хранилищах отходов;
- разработка рекомендаций для создания правил ядерной безопасности при обращении с отходами.

В настоящей работе рассмотрены вопросы, связанные с определением погрешностей методов расчета $K_{эф}$, которые используются при анализе ядерной безопасности

хранилищ с отходами.

В качестве тестируемой программы выбрана программа ММКФК-2 [9], широко используемая для анализа ядерной безопасности предприятий топливного цикла. Программа ММКФК-2 верифицирована в достаточно широкой области отношений объемов замедлителя и делящегося материала, однако для очень низких значений концентраций делящихся материалов в смеси с материалами, входящими в состав отходов, погрешность расчетов не известна из-за отсутствия критических экспериментов в этой области.

Поэтому на данном этапе единственной возможностью определения погрешностей расчета является сравнение расчетов по другой независимой апробированной программе. В качестве такой программы выбрана программа SCALE 4.4a [10].

Комплекс программ ММКФК-2 предназначен для решения методом Монте-Карло в многогрупповом приближении стационарного (прямого и сопряженного), а также нестационарного и квазистационарного уравнений переноса нейтронов и гамма-квантов в сложных трехмерных геометриях. В комплексе программ ММКФК-2 перенос нейтронов в эпитепловой (или во всей) области энергии смоделирован в подгрупповом приближении по программе МКРА с использованием 26-групповой библиотеки констант БНАБ-78,85. Термализация при $E < 1 \text{ эВ}$ моделировалась в 40-групповом приближении с использованием физического модуля МОФИТГ и библиотеки констант ТЕПКОН-90. Среди геометрических модулей, входящих в комплекс программ ММКФК-2, использовались модули HRAN-2 и PRSAZ.

Программный комплекс SCALE 4.4a разработан Оак-Риджской лабораторией для анализа критичности, защиты и теплопередачи ядерного оборудования и различных типов упаковок. В программе SCALE 4.4a для проведения расчетов на критичность были использованы управляющие модули CSAS1X, CSAS26, включающие в себя модули XSDRNPМ и KENO V. В расчетах использованы 27-групповая библиотека нейтронных сечений ENDF/B-IV и 44-, 238-групповые библиотеки нейтронных сечений ENDF/B-V.

В качестве исследуемых количественных критериев ядерной безопасности выбраны безопасная концентрация урана (г/л) для жидких отходов, удельное содержание урана (г/кг), которое используется в анализах ядерной безопасности больших трехмерных хранилищ или могильников твердых отходов, а также безопасная поверхностная плотность урана (г/см²) в хранилищах твердых отходов, где длина и ширина хранилища много больше толщины (высоты).

В целях консервативности рассматривалось обогащение урана, равное 100% по урану-235. Расчеты проводились для смесей урана с хорошо известными замедлителями нейтронов, которые могут входить в состав отходов: водой, графитом, бериллием. Кроме того, рассматривались смеси урана с рассеивателями нейтронов, выбранными по следующим признакам: малое сечение поглощения в тепловой части спектра нейтронов; наиболее часто встречающиеся в составе отходов. В качестве таковых выбраны Pb, SiO₂, MgF₂. Для определения безопасных концентраций и удельных содержаний урана, при которых $K_{\infty} \leq 0.95$, расчеты проводились для бесконечной гомогенной системы, в которой равномерно расположен уран. Расчеты проводились для цилиндрической ячейки произвольно выбранных размеров.

При расчетах концентраций принимались следующие значения плотностей материалов: воды – 1 г/см³, графита – 1.65 г/см³, бериллия – 1.85 г/см³, свинца – 11.3 г/см³, MgF₂ – 1.6 г/см³, SiO₂ – 1.6 г/см³ (значения плотности для MgF₂ и SiO₂ соответствуют 60% теоретической плотности; это обусловлено тем, что в природе данные материалы редко встречаются с плотностью, соответствующей теоретической).

В табл. 1 приведены полученные результаты расчетов по определению безопасной концентрации или удельного содержания урана в смесях.

Таблица 1

Сравнительные результаты расчетов по определению безопасной концентрации урана-235 по программам SCALE 4.4a и ММКФК-2

Состав смеси	$C_U \cdot 10^{-3}$, г/см ³	K_{∞} , ММКФК-2	K_{∞} , SCALE 4.4a			σ , %		
			27 групп	44 групп	238 групп	27	44	238
²³⁵ U+H ₂ O	11.050	0.9498	0.9470	0.9497	0.9505	0.30	0.01	0.08
²³⁵ U+C	0.1395	0.9499	0.9486	0.9557	0.9551	0.14	0.61	0.55
²³⁵ U+Be	0.504	0.9500	0.9288	0.9444	0.9451	2.23	0.59	0.52
²³⁵ U+Pb	4.200	0.9473	0.9262	0.8848	0.9068	2.23	6.60	4.28
²³⁵ U+SiO ₂	1.354	0.9489	0.9338	0.9278	0.9303	1.59	2.22	1.96
²³⁵ U+MgF ₂	0.682	0.9495	0.9401	0.9568	0.9579	0.99	1.09	0.89

Примечание. C_U – концентрация урана-235, г/см³; σ - $((K_{\infty}^{\text{ММКФК-2}} - K_{\infty}^{\text{SCALE}}) / K_{\infty}^{\text{ММКФК-2}}) \times 100$, %.

Для определения безопасной поверхностной плотности расчеты проводились для бесконечной одномерной пластины с метровым бетонным отражателем снизу и сверху. Выбор бетона обусловлен тем, что стены хранилища, как правило, выполнены из бетона и отражающая способность (альбедо) бетона выше, чем у воды или земли.

Расчеты по определению безопасной поверхностной плотности проводились следующим образом: для определенной концентрации урана-235 определялась толщина пластины, при которой K_{∞} системы равнялось 0.95. Исходя из данной толщины пластины определялась поверхностная плотность при данной концентрации урана. Данная процедура проводилась до тех пор, пока не набиралось достаточное количество точек для построения зависимости безопасной поверхностной плотности от концентрации урана-235.

На рис.1-4 приложения приведены результаты расчетов безопасной поверхностной плотности для различных смесей.

В табл. 2 приведены значения $K_{эф}$ при соответствующей минимальной поверхностной плотности для каждой из смесей, полученные при помощи расчетных программных комплексов ММКФК-2 и SCALE 4.4a.

Результаты расчетов, приведенных в табл. 1,2, показывают, что использование 238-групповой библиотеки нейтронных сечений приводит к уменьшению расхождения меж-

Таблица 2

Сравнительные результаты расчетов по определению безопасной поверхностной плотности по программам ММКФК-2 и SCALE 4.4a

Состав смеси	ξ , г/см ²	$K_{эф}$, ММКФК-2	$K_{эф}$, SCALE 4.4a			σ , %		
			27 групп	44 групп	238 групп	27	44	238
²³⁵ U+H ₂ O	0.2890	0.9485	0.9419	0.9450	0.9438	0.70	0.37	0.50
²³⁵ U+C	0.0513	0.9471	0.9399	0.9422	0.9513	0.76	0.52	0.44
²³⁵ U+Be	0.0603	0.9460	0.8730	0.8809	0.890	7.72	6.88	5.92
²³⁵ U+Pb	2.7190	0.9479	0.9392	0.8830	0.9132	0.92	6.15	3.66
²³⁵ U+SiO ₂	0.6200	0.9487	0.9397	0.9419	0.9511	0.95	0.72	0.25
²³⁵ U+MgF ₂	0.2940	0.9468	0.9249	0.9498	0.9456	2.31	0.31	0.13

Примечание. ξ - поверхностная плотность, г ²³⁵U на см²; σ - $((K_{эф}^{\text{ММКФК-2}} - K_{эф}^{\text{SCALE}}) / K_{эф}^{\text{ММКФК-2}}) \times 100$, %.

ду результатами, полученными по программе MMKFK-2 и SCALE 4.4a. При определении безопасной концентрации по результатам расчетов, приведенных в табл. 1, видно, что для смесей урана с водой, углеродом, бериллием и MgF_2 различие в $K_{эф}$, полученное с помощью MMKFK-2 и SCALE 4.4a, составляет менее 0.9%, поэтому результаты, полученные по программе MMKFK-2, могут быть рекомендованы в качестве нормативных параметров ядерной безопасности для этих смесей. Для смесей урана со свинцом и SiO_2 , где различия более существенны, необходимы дальнейшие исследования для выяснения причин такого большого расхождения, однако и в этом случае значения $K_{эф}$, полученные с помощью программы MMKFK-2 могут быть использованы для анализа ядерной безопасности, т. к. они являются консервативным оценками.

Анализ результатов расчетов по определению безопасной поверхностной плотности, приведенных в табл. 2, показывает, что расхождение между результатами полученными по программам MMKFK-2 и SCALE 4.4a, составляет не более 0.5%, для смесей урана с водой, углеродом, SiO_2 и MgF_2 поэтому эти результаты могут быть также рекомендованы в качестве нормативных параметров ядерной безопасности для данных смесей.

В случае же определения безопасной поверхностной плотности для смесей урана со свинцом и бериллием, где наблюдаются существенные расхождения, необходимы дальнейшие исследования для выяснения причин такого большого расхождения. Но даже в этом случае значения $K_{эф}$, полученные с помощью программы

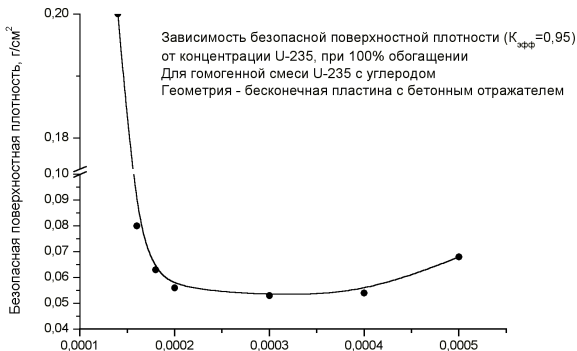


Рис.1. Концентрация урана-235, г/см³

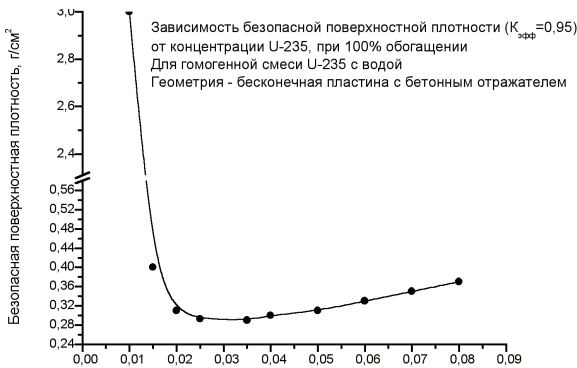


Рис.2. Концентрация урана-235, г/см³

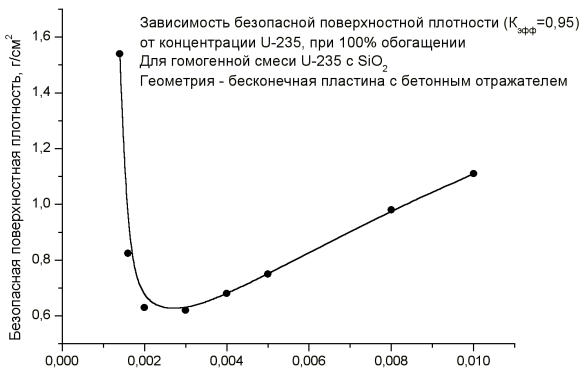


Рис.3. Концентрация урана-235, г/см³

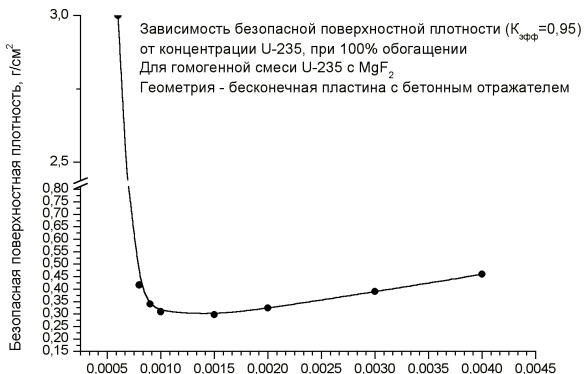


Рис.4. Концентрация урана-235, г/см³

Рекомендованные нормативные параметры ядерной безопасности

Состав смеси	Безопасная концентрация, г/л	Безопасное удельное содержание, г/кг	Безопасная поверхностная плотность, г/см ²
²³⁵ U+H ₂ O	9.0	-	0.29
²³⁵ U+C	-	0.08	0.05
²³⁵ U+Be	-	0.27	0.06
²³⁵ U+SiO ₂	-	0.8	0.62
²³⁵ U+Pb	-	0.4	2.7
²³⁵ U+MgF ₂	-	0.4	0.29

ММКФК-2, могут быть использованы для анализа ядерной безопасности, т. к. они являются консервативными оценками.

В табл. 3 приведены рекомендованные значения нормативных параметров ядерной безопасности.

Литература

1. Рыбальченко А.И., Пименов М.К., Костин П.П. Глубинное захоронение жидких радиоактивных отходов. – М.: ИздАТ, 1994.
2. Rogers A., Harris H., Kavin N. at al. Criticality parameters for tank waste evaluation: Proc. of the Topical Meeting of Criticality Safety Challenges in the Next Decade, Chelan, Washington, 1997. – P. 40-47.
3. Greenborg J., Barney C., Rogers C. Hanford tank farm nuclear criticality review: Proc. of the Topical Meeting of Criticality Safety Challenges in the Next Decade, Chelan, Washington, 1997. – P. 48-55.
4. Внуков В.С., Сичкарук О.В., Чукасли Л.И. Ядерная безопасность при обращении с радиоактивными отходами, содержащими делющиеся материалы//Атомная энергия. – Май 2000. – Т. 88. - Вып. 5. - С. 362-370.
5. Kouzmine S. at al. Criticality evaluation of deep-hole disposal of fissile-containing liquid radioactive waste. Criticality Safety Challenges in the Next Decade, Washington, 1997. – P. 88.
6. Fiona M. Olilvie, Neil Harris British Nuclear Fuel plc Sellafield, Seascale Cumbria, CA201PG, Handling and disposal of decommissioning wastes at BNFL Sellafield. - P. 31-35.
7. Hopper C., Parks C. Potential for and consequences of criticality resulting from hydrogeochemically concentrated fissile uranium blended with soil in low-level waste disposal facilities: Proc. of the Topical Meeting of Criticality Safety Challenges in the Next Decade, Chelan, Washington, 1997, p 73-79.
8. Anno J., Simonneau M., Gnerre D. Criticality safety study of Pu contaminated carbon waste stored in 100L steel drums. The Fifth International Conference on Nuclear Criticality Safety. Vol. II, Albuquerque, New Mexico, USA, 1995. – P. 11.29-11.35.
9. Полевой В.Б., Леонтьев В.В., Овчинников А.В. и др. ММКФК-2 – комплекс программ для решения методом Монте-Карло задач переноса нейтронов в физике реакторов (ММКФК-2-BASE), ОФАП ЯР, № 00371. – М., 1996.
10. A Modular Code System for performing Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluation, NUREG/CR-0200. 1982.

Поступила в редакцию 5.11.2001

РАДИАЦИОННАЯ СТОЙКОСТЬ ОРГАНИЧЕСКИХ МАТЕРИАЛОВ

В.К. Милинчук

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск



Рассмотрено современное состояние проблемы радиационной стойкости органических материалов. Проведен анализ некоторых аспектов радиационной стойкости в зависимости от поглощенной дозы и температуры.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время широко используются различные технические устройства, например, ядерные энергетические установки, ускорители заряженных частиц, которые являются мощными источниками различного вида ионизирующих излучений (α - лучей, нейтронов, осколков деления ядер и т.д.). Выведенные на космические орбиты спутники подвергаются воздействию галактических и солнечных космических лучей, высокоэнергетических электронов и протонов внутреннего и внешнего радиационных поясов Земли. В составе материалов, которые применяются в такого рода устройствах, используются различные органические материалы, прежде всего полимерные. На поверхности Земли источниками радиации являются радионуклиды естественного и антропогенного происхождения. Растворы органических веществ, ионообменные смолы и др. широко используются на разных стадиях технологий ядерного топливного цикла, особенно на радиохимических производствах по переработке отработанного ядерного топлива. Таким образом, при эксплуатации такого рода ядерных радиохимических объектов органические материалы подвергаются воздействию разнообразных видов ионизирующих излучений. При взаимодействии с материалами излучения индуцируют различные процессы, которые являются предметом исследования радиационной химии [1]. В результате протекания радиационных процессов органические материалы претерпевают как обратимые, так и необратимые изменения первоначальных свойств. Поэтому при использовании материалов в радиационных полях надо иметь достоверную информацию об их способности противостоять деградирующему воздействию ионизирующих излучений. Это свойство органических материалов принято определять специальным показателем "радиационная стойкость", который принято вводить в обязательный перечень свойств органических материалов, предназначенных для применения в радиационных полях.

Есть и другая сторона этой проблемы. Развитие ряда современных технологий, например, микроэлектроники, микролитографии, получения высокоселективных мембран, опирается на применение ускорителей электронов, тяжелых ионов, рентгеновского и синхротронного излучений и др. источников излучений. С экономической точки зрения важно производить радиационными методами полезную продукцию, затрачивая при этом как можно меньше энергии ионизирующих излучений. В этом случае для характеристики радиационных свойств материалов принято использовать другой термин - "радиационная чувствительность".

К настоящему времени накоплен большой объем данных о радиационной стойкости низкомолекулярных соединений и полимерных материалов, который мы обобщили в справочниках [2,3] и монографии [4]. В этой статье мы ограничимся только кратким рассмотрением некоторых закономерностей, характеризующих изменения свойств органических материалов в зависимости от таких определяющих факторов радиационного воздействия как поглощенная доза D и мощность поглощенной дозы P .

ДОЗОВЫЕ НАГРУЗКИ И ПОРОГОВЫЕ ДОЗЫ

В качестве энергетической характеристики радиационного воздействия на материалы, независимо от вида ионизирующих излучений, принята величина поглощенной дозы излучения D , представляющая собой поглощенную энергию, отнесенную к единице массы вещества. В системе СИ единицей дозы является грей (Гр) (внесистемные единицы рад, эВ/г, которые соотносятся как $1 \text{ Гр} = 100 \text{ рад} = 6,2 \cdot 10^{15} \text{ эВ/г}$), а единицей мощности поглощенной дозы является Гр/с.

Коротко охарактеризуем радиационные нагрузки, которым подвергаются органические материалы в различных условиях эксплуатации. Так годовая доза от естественных радионуклидов составляет 0,3 - 0,8 МГр (основной вклад в дозу вносит радиоактивный калий - 40). Суммарная годовая поглощенная доза на поверхности космических аппаратов от галактических космических излучений, солнечных космических лучей, электронов и протонов внутренних и внешних радиационных поясов составляет величину $\sim 10^{11}$ Гр. Использование защитных покрытий на многие порядки снижает поглощенную дозу от электронов с энергией 0,05 - 1,5 МэВ и протонов с энергией 0,1 - 10 МэВ. В оборудовании АЭС, термоядерных реакторов и ускорителей заряженных частиц полимерные материалы используются в качестве изоляционных и защитных материалов проводов и кабелей, а резины - в качестве уплотнителей. Суммарная доза, поглощаемая этими материалами под оболочкой ядерного реактора АЭС за 40-летний срок службы, составляет 0,05-0,35 МГр. Требования по радиационной стойкости к кабельным изделиям для АЭС составляют дозу 0,5 МГр. Органические материалы входят также в состав электроизолирующих материалов для сверхпроводящих обмоток, электрических развязок элементов первой стенки, изоляционных развязок силовых конструкций, бланкета и т.п. термоядерных установок. Эти материалы подвергаются облучению в дозе 10^{10} Гр, которую считают предельной для проектируемых термоядерных установок. Значительными по размерам источниками излучений являются хранилища отработанного ядерного топлива. Мощность дозы в них составляет 1 -100 Гр/с, т.е. за год поглощенные дозы достигают 10^7 - 10^9 Гр.

О способности органических материалов сохранять в определенных пределах свои свойства качественно судят по величине пороговых или предельных доз, при которых материал становится непригодным для применения в конкретных условиях эксплуатации. В первом приближении об относительной стойкости полимерного материала можно судить на основе сопоставления пороговых доз, качественно характеризующих степень радиационной деградации при поглощении дозы как незначительную (степень сохранения свойств от исходного значения до 80%), заметную (до 50%) и значительную (до 10%). Пороговые дозы определяются тем, какой показатель материала выбран в качестве лимитирующего радиационную стойкость, а также заданными предельными значениями показателей. Так, например, если в качестве пороговой выбрать дозу, при которой предел прочности при разрыве полимера уменьшается до 50% исходного значения, то наиболее используемые полимеры можно расположить в ряд радиационной стойкости от 0,01 до 100 МГр (табл.1). Пороговые дозы для одного и того же материала при использовании его в разных эксплуатационных условиях с различным целевым назначением могут существенно отличаться.

Таблица 1

Пороговые дозы уменьшения в два раза прочности при разрыве полимеров (облучение при 300 К на воздухе)

Полимер	Доза, МГр
Политетрафторэтилен $\sim\text{CF}_2\text{-CF}_2\sim$	0.01
Полиметилметакрилат $\sim\text{CH}_2\text{-C}(\text{CH}_3)(\text{COOCH}_3)\sim$	0.3
Поликапролактан $\sim\text{CH}_2\text{CONH}(\text{CH}_2)_5\sim$	0.6
Полиэтилен $\sim\text{CH}_2\text{CH}_2\sim$	1
Поливинилхлорид $\sim\text{CH}_2\text{CHCl}\sim$	1.5
Полистрол $\sim\text{CH}_2\text{CH}(\text{C}_6\text{H}_5)\sim$	5
Эпоксидные смолы и композиционные на их основе	10-30
Полиимиды	100

ДОЗОВЫЕ ЗАВИСИМОСТИ СВОЙСТВ ОРГАНИЧЕСКИХ МАТЕРИАЛОВ

В процессе облучения и в пострадиационный период в органических материалах протекают разнообразные химические реакции, в которых участвуют различные промежуточные активные частицы, такие как свободные радикалы, электроны, ионы, возбужденные молекулы и др., а также продукты радиолиза. В результате протекания большого разнообразия радиационно-индуцированных реакций (деструкция, сшивание, окисление, изомеризация, образование низкомолекулярных соединений, химически ненасыщенных связей и т.п.) существенно изменяются химическое строение и физическая структура, а также макросвойства материала.

Степень изменения первоначальных свойств материала обусловлена прежде всего величиной поглощенной дозы. Коротко проанализируем дозовые зависимости свойств органических материалов. В диапазоне относительно низких доз, которые для органических материалов простираются до $\sim 10^5$ Гр, степень необратимых изменений свойств, как правило, незначительна. В то же время для проведения такого практически важного технологического процесса как радиационная стерилизация пищевых продуктов и лекарственных средств достаточно доз в интервале от 0,2 до 40 кГр. У сцинтилляционных детекторов на основе полистирола и его производных выход радиолюминесценции (основной показатель их радиационной стойкости) снижается в 2 раза уже при дозе 10 кГр. Низкая радиационная стойкость политетрафторэтилена (тефлона), особенно при облучении на воздухе, является следствием протекания окислительных процессов, приводящих к деструкции макромолекул.

При более высоких дозах радиационные превращения веществ и накопление продуктов радиолиза зависят линейно от величины поглощенной дозы в весьма широком диапазоне доз. В этой области доз в наибольшей степени проявляется влияние электронного и химического строения органических молекул, рецептурных и вводимых для защиты материалов от воздействия ионизирующих излучений антирадных добавок на радиационную стойкость. Именно в этом интервале доз принято определять радиационно-химические выходы продуктов радиолиза

$$G = dN/dD,$$

которые измеряют в единицах продукта N , отнесенного к 100 эВ поглощенной энергии (молекул или частиц/100 эВ). Величина радиационных выходов продуктов позволяет ориентировочно оценивать радиационную стойкость материала. К настоящему времени накоплен большой массив данных о радиационных выходах продуктов в различных веществах и материалах, которые в обобщенном виде представлены в табл. 2. Видно,

Таблица 2

Радиационно-химические выходы продуктов в различных материалах

	G, молекул/100 эВ
Металлы	10^6 - 10^4
Керамика	10^6 - 10^4
Стекла	10^4 - 10^1
Вода	0.02-1.5
Водные растворы органических соединений	1-15
Ароматические углеводороды, гетероциклы, ненасыщенные полимеры	0.1-1
Алифатические углеводороды, гетероциклы, насыщенные полимеры	0.1-10
Кислород- и серосодержащие алифатические соединения	2-10
Мономеры	10^2 - 10^6
Растворы хлора в бензоле	10^6 - 10^8

что, во-первых, органические материалы, в целом, обладают значительно меньшей радиационной стойкостью, чем металлические и керамические материалы; во-вторых, радиационная стойкость органических материалов лежит в очень широких пределах.

В настоящее время сформулирован принцип радиационной стабильности органических молекул, в основе которого лежит отношение энергии триплетного уровня молекул E_T к энергии разрываемой связи E_D [4]. Определены три группы стабильности. К первой группе относятся соединения, у которых $E_T > E_D$. Для соединений, принадлежащих к этой группе, например, полиэтилена, алифатических аминов, этанола, характерны высокие значения выходов продуктов радиолитического распада $G > 1$ (низкая стабильность). Во вторую группу входят соединения, у которых $E_T < E_D$ и $G < 1$ (высокая стабильность), например, полиимиды, полистирол и его замещенные, ароматические углеводороды. К третьей группе относятся молекулы, состоящие из ароматического фрагмента и многоатомного алифатического радикала, например, нонилбензол. Для них выходы продуктов $G \leq 1$.

В области больших доз ($>10^7$ Гр) многие материалы в значительной мере утрачивают свои исходные свойства, и при дозах выше предельных их не рекомендуется использовать в радиационных полях. При таких дозах уже продукты радиолитического распада начинают подвергаться воздействию ионизирующих излучений и вступать в новые химические реакции. В результате образуются новые продукты радиолитического распада следующих поколений, т.е. происходит изменение механизма радиолитического распада.

Сложный характер носят зависимости изменений свойств полимерных материалов от величины дозы. Процессы радиационной деструкции и сшивания макромолекул приводят к необратимым изменениям химической и физической структуры полимеров. В результате деструкции происходят разрывы основной полимерной цепи, а также отщепление боковых групп и других фрагментов от макромолекулы. В этом случае средняя молекулярная масса полимера уменьшается. Сшивание происходит через образование химических связей между отдельными макромолекулами или различными частями одной и той же макромолекулы. В этом процессе молекулярная масса увеличивается, и в полимере образуется трехмерная сетка. Как правило, сшивание и разрывы цепей протекают одновременно, но их эффективность зависит от химического строения макромолекул, структуры полимера, методов переработки, химических добавок и т.д.

В качестве примера в табл. 3 приведены данные о радиационной стойкости некоторых каучуков. Показаны изменения их физико-механических свойств при облучении на

Таблица 3

Влияние ионизирующих излучений на физико-механические свойства каучуков

Каучук	Доза, 10 ⁴ Гр		
	Не изменяются	Сохраняется удовлетворительно	Утрачивают эластичность
Бутиловый	<2	2-4	4-10
Полисульфидный	<3	3-5	5-10
Хлорпреновый	<20	20-100	100-150
Бутадиен-нитрильный	<20	20-100	100-150
Акрилатный	<11	11-100	100-160
Натуральный	<50	50-130	130-900
Уретановый	<70	70-300	100-1000
Фторсодержащий	<10	10-30	30-80
Кремний органический	<10	10-60	60-110

воздухе при комнатной температуре. По способности сохранять эластичность каучуки отличаются в 10-100 раз. В зависимости от соотношения скоростей радиационного сшивания и деструкции изменяется характер зависимости от дозы таких показателей как прочность на разрыв при растяжении τ , относительное удлинение при разрыве ϵ , твердость H , модуль упругости M и другие параметры, характеризующие механические свойства полимерных материалов. Если скорости сшивания и деструкции соизмеримы, основные механические свойства резин претерпевают незначительные изменения. При облучении резин на основе структурирующих каучуков, например, бутадиенового, падают относительное удлинение, прочность при растяжении, при больших дозах происходит полное охрупчивание резины. В резинах на основе каучуков, в которых преобладает радиационная деструкция, например, на основе натурального каучука, с большой скоростью накапливается относительная остаточная деформация при сжатии, падают прочность и относительное удлинение, в меньшей степени изменяется твердость (рис.1).

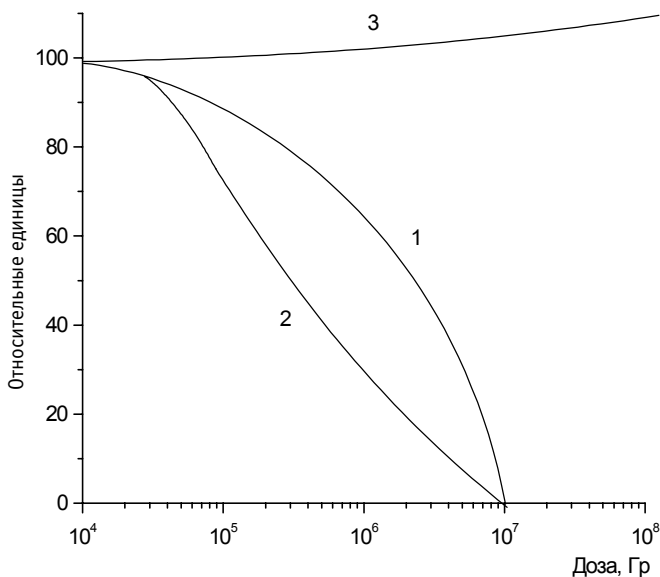


Рис.1. Прочность при растяжении τ (кривая 1), относительное удлинение при разрыве ϵ (кривая 2), твердость H (кривая 3) резины на основе натурального каучука в зависимости от величины поглощенной дозы

МОЩНОСТЬ ПОГЛОЩЕННОЙ ДОЗЫ

Как было отмечено выше, радиационная стойкость органических материалов характеризуется, прежде всего, величиной пороговой поглощенной дозы, при которой достигается предельно допустимое изменение свойств материала. Однако эта величина не является универсальной характеристикой материала, т.к. зависит от ряда других параметров, таких как вид ионизирующих излучений, мощность поглощенной дозы P , температура, состав окружающей среды и т.д. Особенно важное значение имеет взаимосвязь между дозой, мощностью дозы и временем радиационного воздействия, с одной стороны, и количественными параметрами обратимых и необратимых изменений конкретных свойств материалов - с другой.

Прежде всего от мощности дозы зависят скорости радиационных процессов, определяющих обратимые изменения свойств материала, т.е. таких, которые происходят в период облучения и быстро исчезают после окончания облучения. Как правило, за такие обратимые изменения ответственны процессы, протекающие с участием электронов, ионов, свободных радикалов, возбужденных молекул, которые являются короткоживущими высоко реакционноспособными частицами. В качестве примера приведем радиационную электрическую проводимость полимерных диэлектриков. При непрерывном облучении объемная радиационная электрическая проводимость зависит от мощности дозы следующим образом:

$$\tau = A \cdot P^{\Delta},$$

где A - константа, зависящая от природы материала; значения Δ лежат в интервале $0.5 < \Delta < 1$. Радиационная проводимость на много порядков превышает электрическую проводимость необлученных образцов. После прекращения облучения электрическая проводимость возвращается к исходной.

От мощности дозы существенно зависят необратимые изменения свойств материалов, обусловленные взаимодействием с реагентами из окружающей среды, в частности, диффузией кислорода воздуха. Для реальных изделий из органических материалов скорость радиационного окисления, как правило, зависит от размеров и формы изделия. Диффузионный режим окисления приводит к образованию в материале неоднородной структуры, состоящей из наружного окисленного слоя d и внутреннего слоя с

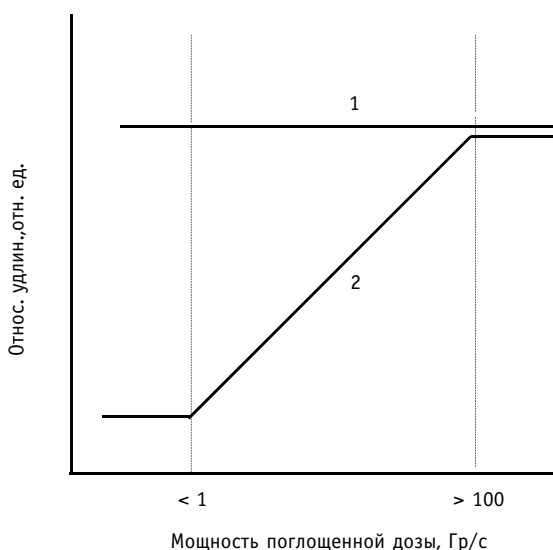


Рис.2. Влияние мощности поглощенной дозы на дозу половинного изменения относительного удлинения полимеров, облученных в отсутствие кислорода (1) и на воздухе (2).

отличающимися друг от друга свойствами. Так в случае полиолефинов толщина окислительного слоя при больших мощностях дозы оценивается как $d \sim P^{0.5}$. В обобщенном виде зависимость радиационной стойкости (на примере измерения относительного удлинения при растяжении полимеров от мощности дозы) представлена на рис. 2. При облучении в вакууме или в инертной атмосфере степень радиационной деградации полимеров зависит только от дозы и не зависит от мощности дозы (кривая 1). При облучении на воздухе радиационные изменения механических свойств сложным образом зависят от мощности дозы (кривая 2). При $P > 100$ Гр/с радиационные процессы протекают в условиях, приближенных к условиям вакуума, и практически не зависят от мощности дозы. Также почти не зависит от мощности дозы радиационная деградация механических свойств полимеров при значениях мощности дозы ниже 1 Гр/с. Это означает, что при $P < 1$ Гр/с радиационно-окислительным превращениям подвергается весь объем полимера, а потеря прочности происходит в результате разрывов полимерной цепи. В промежуточной области радиационные изменения зависят от мощности дозы. Так в случае полиэтилена внешний слой претерпевает преимущественно окислительную деструкцию, что приводит к ухудшению его физико-механических свойств. В неокисленной области (внутренний слой) будет идти сшивание. Таким образом, радиационная стойкость полимеров в зависимости от дозы, мощности дозы и размеров образцов носит весьма сложный характер.

ТЕМПЕРАТУРНАЯ ЗАВИСИМОСТЬ РАДИАЦИОННОЙ СТОЙКОСТИ

При облучении температура может по-разному влиять на изменения свойств материалов в процессе облучения и в пост-радиационный период. Поглощенная энергия ионизирующих излучений расходуется на необратимые химические изменения материала и излучательные процессы, но большая ее часть переходит в тепло, что приводит к повышению температуры материала (радиационный разогрев). При облучении в условиях, приближенных к условиям адиабатического режима, температура материалов может повышаться на несколько десятков и даже сотен градусов. Так, например, нагрев материала при облучении импульсным низкоэнергетическим рентгеновским излучением определяется длительностью импульса и теплопроводностью материала. При низкой теплопроводности материала вся поглощенная энергия излучения выделяется в виде тепла только в тонком слое, который может расплавиться и испариться.

Образование большей части стабильных продуктов при радиоллизе органических жидкостей, природных и синтетических полимеров, композиционных материалов и др. существенным образом зависит от температуры, при которой проводится облучение. Как правило, радиационная стойкость материалов выше, если облучение проводить при более низких температурах, например, для некоторых материалов при понижении температуры от 470 до 77 К в 5 - 10 раз. Для целого ряда органических материалов процесс радиационной деградации в зависимости от температуры принято делить на радиационную, радиационно-термическую, термическую области. Соответственно по мере повышения температуры радиационная стойкость материалов непрерывно понижается. Температура, при которой проводится облучение, также существенно влияет на образование пространственной сетки при сшивании полимеров, на кристалличность и аморфность полимеров, снижает молекулярную массу, изменяет молекулярно-массовое распределение полимеров и т.д., что проявляется в изменениях механических, электрофизических, теплофизических и других свойств полимерных материалов [4].

Для характеристики радиационной стойкости необходимо учитывать также пострadiационные изменения их свойств при изменении температуры как в сторону повышения, так и в сторону понижения относительно температуры облучения. Радиационные изменения оптических свойств, а также электрической проводимости в зависимости от

температуры могут иметь обратимый или необратимый характер. Если облучение проводить при низких или умеренных температурах, то во многих органических материалах в значительных концентрациях накапливаются заряженные частицы (электрон-катионные пары, анион- и катион- радикалы, избыточные электроны), комплексы с переносом заряда, свободные радикалы и другие интермедиаты. После прекращения облучения при повышении температуры происходит термическое освобождение зарядов в результате растормаживания определенных видов молекулярных движений. В частности, это обуславливает появление так называемого термостимулированного тока, который может значительно превышать исходный радиационный ток, а также радиотермолюминесценции. Такой типичный представитель радиационно- деструктирующих полимеров как полиметилметакрилат после облучения при охлаждении претерпевает взрывное разрушение.

При прогнозировании срока службы полимерных материалов обычно используют принцип температурно-временной суперпозиции, который устанавливает эквивалентность воздействия температуры и продолжительности воздействия.

Принцип суперпозиции время- температура- мощность дозы применяется для прогнозирования радиационной стойкости полимерных материалов. Он позволяет экстраполировать результаты, полученные при высокой мощности дозы, на условия эксплуатации при низкой мощности дозы, что имеет важное значение при проведении ускоренных испытаний материалов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На радиационную стойкость органических материалов существенное влияние могут оказывать такие физические воздействия, по отношению к которым в обычных условиях, без облучения, материалы не чувствительны. Это обусловлено тем, что после поглощения ионизирующих излучений материалы становятся восприимчивыми к энергетически более слабым воздействиям. Так образующиеся при радиоллизе промежуточные активные частицы могут поглощать электромагнитные излучения в более длинноволновой области спектра, в которой исходный материал прозрачен. В результате поглощения излучений в видимой и УФ-области спектра в материале могут протекать новые фотоиндуцированные реакции, которые могут привести к существенному снижению радиационной стойкости материала [5]. И для этих условий применения уже следует говорить о фоторадиационной стойкости материалов. Весьма значительное влияние на радиационные процессы в органических материалах и изменения их свойств могут оказывать высокие давления [6]. Для таких условий применения материал должен характеризоваться с точки зрения радиационно-барической стойкости. В общем, комплексное воздействие радиации и различных физических и химических факторов приводит к весьма значительному снижению радиационной стойкости органических материалов, что обязательно следует учитывать при прогнозировании работоспособности органических материалов в реальных условиях эксплуатации.

Литература

1. *Лицаев А.К.* Современная радиационная химия. Твердое тело и полимеры. Прикладные аспекты. - М.: Наука, 1987. - 448 с.
2. Радиационная стойкость органических материалов. Справочник/Под ред. *В.К. Милинчука и В.И.Тупикова.* - М.: Энергоиздат, 1986. - 260 с.
3. Organic Radiation Chemistry Handbook/*Milinchuk V.K. and Tupikov V.I.* - Eds. Ellis Horwood Chemister, 1989. - P. 385.
4. *Милинчук В.К., Клишпонт Э.Р., Тупиков В.И.* Основы радиационной стойкости органических материалов. - М.: Энергоиздат, 1994. - 256 с.

5. *Клишпонт Э.Р., Милинчук В.К.* Полимерные материалы в условиях комбинированного воздействия ионизирующих излучений и других физических факторов // Ж. ВХО им. Д.И. Менделеева. – 1990. - Т. 35. - № 5. - С. 618-625.

6. *Milinchuk V.K., Kovarskiy A.L.* Radiation Chemistry of Polymers under High Pressure. Ch.5 In: High-Pressure Chemistry and Physics of Polymers. GRC Press, Inc., 1994.

Поступила в редакцию 9.11.2001

ПЕРСПЕКТИВЫ И ОСОБЕННОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ В БИМЕДИЦИНСКИХ ИССЛЕДОВАНИЯХ

С.Е. Ульяненко

Медицинский радиологический научный центр РАМН, г. Обнинск



Представлен краткий анализ современного состояния новой приоритетной медицинской технологии – использование нейтронных пучков ядерных реакторов в лучевой терапии злокачественных новообразований. На основе данных радиобиологических и физико-дозиметрических исследований обоснованы новые методики и получен большой фактический материал, подтверждающих высокую эффективность лечения целого ряда онкологических заболеваний. Показано, что перспективным путем развития лучевой терапии на быстрых нейтронных пучках реакторов является комбинированное действие на опухоль дистанционной нейтронной и нейтронозахватной терапии.

ВВЕДЕНИЕ

Расширение диапазона использования достижений отечественной ядерной физики и техники в медико-биологических целях продолжает оставаться актуальной научно-технической и социальной задачей для медицинской науки и здравоохранения.

Среди методов лучевой терапии злокачественных новообразований использование нейтронного излучения занимает особую нишу. Применение плотнoионизирующих излучений показано в случаях распространенных процессов злокачественного роста, прогностически неблагоприятных, радиорезистентных опухолей [10]. Контингент больных с трудно излечиваемыми новообразованиями, такими как опухоли головы и шеи, молочной железы, остеогенные саркомы и др., составляет до 30% от всех пациентов, нуждающихся в лучевой терапии [9]. Только по России число случаев, показанных для нейтронной терапии, варьирует в пределах 40000 – 50000 человек в год [22].

Мировой опыт использования нейтронного излучения, насчитывающий более 25000 клинических наблюдений [11,12], аккумулировал сведения от первых неудачных шагов до реализации высокоэффективных схем сложных медицинских технологий. На сегодняшний день нейтронная терапия осуществляется более чем в 25 крупнейших мировых центрах; десятки стран вовлечены в работу по созданию необходимых условий для нейтронной и нейтронозахватной терапии [11]. В качестве источников нейтронного излучения в лучевой терапии используются

циклотроны, ускорители, калифорний-252 и ядерные реакторы [21].

ПРЕИМУЩЕСТВА НЕЙТРОННЫХ ПУЧКОВ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ В ДИСТАНЦИОННОЙ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ ОПУХОЛЕЙ

В МРНЦ РАМН разработана новая технология лечения распространенных радиоустойчивых форм злокачественных опухолей. Она основана на использовании быстрых нейтронов, выводимых из активной зоны ядерного реактора. Более 400 больных с опухолями гортани, носа, молочной железы и других локализаций прошли лечение на терапевтическом канале реактора БР-10 ГНЦ РФ «Физико-энергетический институт». Результаты 3- и 5-летней выживаемости свидетельствуют о высокой эффективности схем лучевой терапии, включающих в себя реакторные нейтроны.

Основными радиобиологическими преимуществами использования нейтронов широкого энергетического спектра ядерных реакторов в лучевой терапии по сравнению с фотонными излучениями являются [7,16]

- слабая зависимость от кислородного эффекта;
- незначительное варьирование радиочувствительности в клеточном цикле;
- менее выраженная способность клеток к репарации суб- и потенциально летальных повреждений;
- высокий коэффициент линейной передачи энергии (ЛПЭ);
- возможность сверхаддитивного взаимодействия с излучениями иного качества;
- реализация биофизических механизмов размена энергии с участием ядер отдачи, что обеспечивает высокий коэффициент относительной биологической эффективности (ОБЭ) нейтронного излучения.

Отмеченные особенности нейтронного излучения открывают широкие перспективы его применения в различных методических сочетаниях в лучевой терапии злокачественных новообразований. При этом необходимо учитывать такую важнейшую характеристику нейтронов как зависимость биологической эффективности воздействия от их энергии [3,13].

ОСНОВНЫЕ ПАРАМЕТРЫ НЕЙТРОННЫХ ПУЧКОВ РАЗЛИЧНЫХ ИСТОЧНИКОВ

Остановимся подробнее на основных, значимых для медико-биологических исследований, параметрах нейтронов различных источников.

1. Циклотроны и нейтронные генераторы. Нейтронные потоки из этих установок - моноэнергетические (от 2 до 100 МэВ), плотности потоков ($10^9 - 10^{13}$ н/см²с) соответствуют требованиям, предъявляемым к медицинским терапевтическим установкам, и позволяют проводить дистанционное облучение в необходимых дозах за приемлемое время. Главным преимуществом нейтронов с высокой энергией является возможность воздействия на глубокорасположенные опухоли – чем выше энергия, тем больше глубина дозы половинного ослабления. В то же время этот плюс во многом нивелируется потерей радиобиологических преимуществ, поскольку ОБЭ уменьшается с увеличением их энергии, а ОБЭ нейтронов с энергией свыше 50 МэВ практически эквивалентна фотонному излучению [2]. К недостаткам этих источников нейтронов следует также отнести высокую стоимость установок и их эксплуатационных издержек, нестабильность условий облучения в зависимости от “выгорания” мишени. В то же время современные приборы такого типа имеют внутри клиническое расположение, позволяют формировать различные поля и обладают возможностью ротационного облучения.

2. Источники нейтронов на основе калифорния-252 применяются для внутрисполостной, внутритканевой и контактной лучевой терапии [8]. Особенности спектра деления ^{252}Cf позволяют говорить о смешанном воздействии редко- и плотноионизирующего излучений. Энергетический спектр ^{252}Cf близок к спектру нейтронов деления ядерного реактора, которые обладают высокими коэффициентами ОБЭ. Локализация нейтронного источника внутри опухоли позволяет формировать поля облучения с учетом минимального повреждения нормальных тканей, окружающих опухоль, при высокоэффективной очаговой дозе. В то же время формирование суммарной поглощенной дозы в опухоли при брахотерапии, в основном, за счет быстрых нейтронов, как правило, приводит к хорошим непосредственным результатам, однако остается высокой вероятность развития отдаленных лучевых повреждений [17]. Следует также учитывать сложности работы с калифорнием-252 (открытый источник излучения), которые заключаются в относительно высокой лучевой нагрузке на радиохирургов и обслуживающий медицинский персонал.

3. Нейтроны ядерных реакторов. Нейтроны спектра деления имеют максимальный коэффициент ОБЭ. При средней энергии нейтронов в выведенном пучке порядка 1 МэВ можно облучать опухоли на глубине до 7 см (доза половинного ослабления 5-6 см), что является приемлемым для терапии целого ряда новообразований.

Для проведения нейтронной и нейтронозахватной терапии важно, что

- пучки ядерных реакторов обладают высокой энергетической и пространственно-временной стабильностью;
- пучки имеют большие геометрические сечения, равномерное распределение потока по сечению и практически параллельное распространение нейтронов;
- высокие плотности потоков позволяют использовать различные фильтры, замедлители и конверторы;
- целый ряд исследовательских реакторов во многих регионах России имеют каналы пригодные для лучевой терапии;
- относительно низки эксплуатационные расходы на проведение терапии.

Существенной характеристикой пучков, выводимых из активной зоны ядерных реакторов, является не только широкий энергетический спектр, но и сопутствующее гамма-излучение. Опыт радиобиологических исследований и клинической практики продемонстрировал целесообразность использования гамма-нейтронных излучений как в режиме фракционирования, так и при сочетанном, одновременном воздействии. Важными особенностями взаимодействия излучений разного качества при формировании радиационного ответа являются последовательность воздействий и вклад в поглощенную дозу каждой из компонент [1,16]. При реализации эффективных схем гамма-нейтронного воздействия удастся получить радиобиологические эффекты сверхаддитивного взаимодействия редко- и плотноионизирующего излучений. Комплексный научный подход, радиобиологическое моделирование, физико-дозиметрические исследования позволили рекомендовать к клиническому применению оптимальные схемы гамма-нейтронной терапии. Преимущества данных схем терапии по сравнению с традиционной лучевой терапией продемонстрированы как по излеченности первичного очага, так и в преодолении рецидивирования и метастазирования опухолей. Поэтому в структуре пациентов нейтронной терапии в настоящее время возрастает доля больных, ранее неэффективно пролеченных. Положительный эффект лечения достигается не только в случае радикального лучевого курса, но и за счет перевода опухоли в операбельную форму. При этом лучевые реакции кожи и нормальных тканей практически не отличаются от лучевых повреждений при традиционной терапии [14].

КОМБИНИРОВАННАЯ ДИСТАНЦИОННАЯ НЕЙТРОННАЯ И НЕЙТРОНОЗАХВАТНАЯ ТЕРАПИЯ НА ПУЧКЕ БЫСТРЫХ НЕЙТРОНОВ

Более сложной медицинской технологией является нейтронозахватная терапия (НЗТ) опухолей, представляющая собой многокомпонентную терапевтическую методику. Целесообразность развития этой наукоемкой и дорогостоящей технологии обусловлено только тем, что она ориентирована на лечение таких видов злокачественных опухолей, которые практически не поддаются никаким другим методам - глиобластомы мозга и метастазы меланомы.

Особенности энергетического спектра нейтронных пучков ядерных реакторов позволяют рассматривать их в качестве наиболее доступных источников тепловых нейтронов для нейтронозахватной терапии. Ее суть состоит во внутриклеточном взаимодействии атомов с высоким удельным сечением захвата с тепловым нейтроном, в результате чего образуются вторичные частицы (например, для ^{10}B - это α -частицы и ^7Li) с высокими ЛПЭ и биологической эффективностью. Важно именно внутриклеточное взаимодействие, поскольку пробег вторичных частиц соизмерен с размерами клетки, и выделяющаяся при этом энергия инактивирует только данную клетку.

В настоящей работе мы не станем анализировать проблемы НЗТ относительно эффективности борсодержащих препаратов, обладающих высокой тропностью к указанным выше видам новообразований. Отметим лишь, что на сегодняшний день только два соединения BSH и p-BFA, обогащенные ^{10}B , нашли применение в клинике [4-6,19].

Основная проблема НЗТ заключается в формировании в зоне расположения опухоли полей тепловых нейтронов с достаточными плотностями потоков для эффективного взаимодействия. Применение тепловых нейтронов (как из каналов высокопоточных реакторов, так и из касательных каналов быстрых реакторов) ограничено их малой проникающей способностью (примерно несколько миллиметров). Поэтому пучки тепловых нейтронов используются либо только для НЗТ поверхностно расположенных опухолей, либо при интраоперационном облучении [15].

Нейтронная терапия с использованием нуклидов с высокими значениями сечения захвата тепловых нейтронов имеет два основных направления: самостоятельная нейтронозахватная терапия (НЗТ) и так называемая «бустовая» терапия, т.е. комбинированная нейтроноударная терапия (НСТ) плюс НЗТ. В обоих случаях чаще всего используется изотоп бор-10 с сечением захвата тепловых нейтронов в 3864 барн и с локальным выделением энергии 2,3 МэВ (альфа-частицы и ядра отдачи лития). Если по первому направлению необходимо иметь источники эпитепловых или тепловых нейтронов с плотностями потоков $(0,1-1)10^{11}$ н/см², то при «бустовой» терапии требования к их потокам значительно ниже. В этом случае используются тепловые и медленные нейтроны, образующиеся в самой облучаемой ткани при замедлении первичного пучка, и поглощенная доза за счет захвата их ядрами ^{10}B является дополнительной по отношению к поглощенной дозе быстрых нейтронов. Во всех случаях поглощенная доза от нейтронозахватных событий, ее вклад в суммарную дозу и глубинное распределение зависят от энергетического спектра и размера поля первичного пучка нейтронов. Расчеты по глубинному распределению потока тепловых нейтронов и нейтронозахватных событий в водном фантоме объемом 20x20x20 см проводили методом Монте-Карло по программе MMKFK. Раздельное определение поглощенных доз нейтронов и гамма-излучения осуществляли парой ионизационных камер с тканезквивалентными и магниевыми стенками и воздушным наполнением. Поток тепловых нейтронов измеряли

детекторами из золота методом кадмиевой разности. Для определения числа нейтронозахватных событий на $^{10}\text{В}$ использовали высокочувствительный дозиметр FBX с добавкой борной кислоты. Эксперименты проводили на пучках быстрых (Б-3) и тепловых нейтронов (Т4) реактора БР-10 (ГНЦ РФ ФЭИ). Данные приведены к тепловой мощности реактора 8 МВт. Как видно из рис. 1, поглощенная доза быстрых нейтронов (кривая 1) снижается с глубиной. Важная для радиотерапии характеристика пучка - глубина 50% уменьшения поверхностной дозы - составляет 5-6 см. В отличие от этого поглощенная доза гамма-излучения (кривая 2), поток тепловых нейтронов (кривая 4) и число нейтронозахватных событий на $^{10}\text{В}$ (кривая 3) проявляют пологий максимум на глубине 4-5 см. Кривые 3 и 4 мало отличаются, указывая, что основная доза от нейтронозахватных событий на $^{10}\text{В}$ формируется тепловыми нейтронами. Кривая 5 - оцененная мощность дозы за счет продуктов ядерной реакции на $^{10}\text{В}$ - в процентах от дозы быстрых нейтронов. Для стандартной концентрации $^{10}\text{В}$ (30 ppm), обычно рассматриваемой как реально достижимый при проведении НЗТ, она составляет в максимуме распределения (на глубине ~5 см) около 3 сГр/мин или примерно 30% дозы быстрых нейтронов на этой же глубине. Таким образом, если опухоль находится на глубине 4-8 см, то при проведении комбинированной терапии (НСТ+НЗТ) возможно увеличение очаговой дозы почти на 30%, что равносильно повышению фактора терапевтического выигрыша. При этом следует отметить, что увеличение концентрации $^{10}\text{В}$ в опухоли приводит к пропорциональному повышению поглощенной дозы. Данные специально поставленных экспериментов, моделирующих опухоль, располагающуюся на поверхности и на глубине ~1,5 см, количественно согласуются с представленными на рисунке, подтверждая обоснованность проведения «бустовой» терапии на медицинском канале реактора БР-10.

Ученым и специалистам МРНЦ РАМН в тесном контакте с сотрудниками ГНЦ РФ-ФЭИ, ГНЦ РФ-НИФХИ, ОИАТЭ и ряда других учреждений России и зарубежья удалось впервые в стране реализовать в клинической практике методику лучевой терапии, включающей в себя нейтронозахватное усиление. Проведение I и II фаз клинических испытаний

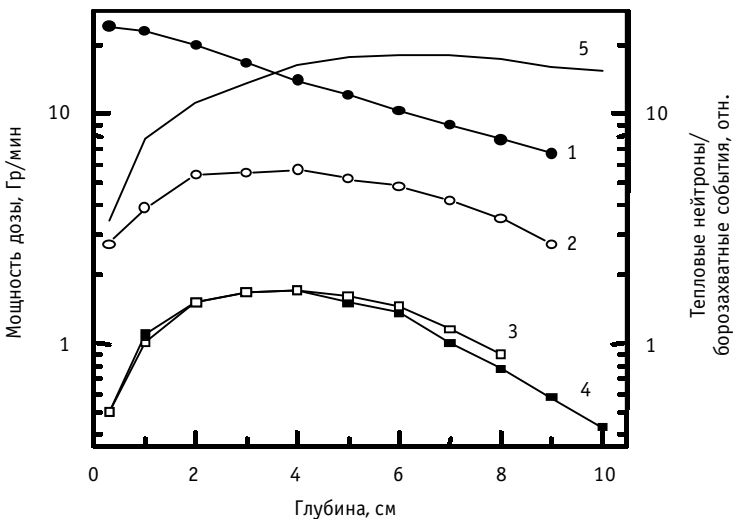


Рис.1. Кривая 1 - поглощенная доза быстрых нейтронов снижается с глубиной; глубина 50% уменьшения дозы - составляет 5-6 см;
 Кривая 2 - поглощенная доза гамма-излучения;
 Кривая 3 - число нейтрон-захватных событий на $^{10}\text{В}$ проявляют пологий максимум на глубине 4-5 см;
 Кривая 4 - поток тепловых нейтронов;
 Кривая 5 (в % дозы быстрых нейтронов) - мощность дозы за счет продуктов ядерной реакции на $^{10}\text{В}$)

показало самые обнадеживающие результаты. Испытания технологии НСТ+НЗТ в клинике МРНЦ РАМН начали с подбора показаний для такой терапии и оценки накопления ^{10}B в опухолевой ткани у пациентов с метастазами меланомы. В отличие от внутривенного или внутриартериального введения BSH при НЗТ опухолей мозга (дозы ~ 100 мг/кг за 9-12 ч до облучения) в нашем случае на 8 пациентах был отработан способ введения препарата под ложе опухоли в дозе 20 мг/на пациента. Введение осуществляли за 60-120 мин до удаления опухолевого узла. Содержание ^{10}B определяли *in vitro* методом мгновенной спектрометрии на тепловом канале реактора ИР-8 (РОНЦ «Курчатовский институт») в крови, опухолевой ткани, нормальной близлежащей к опухоли ткани и коже. Проведенные подготовительные исследования позволили рассчитать необходимые для терапии дозиметрические поля и определить схемы облучения пациентов.

Текущий этап развития технологии нейтронной и нейтронозахватной терапии находится в стадии, предшествующей широкомасштабному клиническому применению; контингент больных, нуждающихся в таком лечении, только по России оценивается в десятки тысяч пациентов в год. Необходимо создавать новую базу – медицинский комплекс на реакторе ВВРц (ГНЦ РФ-НИФХИ, Обнинский филиал). Уже начата проектно-конструкторская проработка, нужны средства для выполнения этого проекта. В настоящее время есть все шансы создать в Обнинске Центр нейтронной терапии мирового уровня.

При подготовке настоящего материала в той или иной степени были использованы данные, полученные исследователями различных учреждений: МРНЦ РАМН – Ю.С. Мардынским, Г.М. Обатуровым, А.В. Севаньяевым, С.П. Капчигашевым, В.А. Соколовым, Т.С. Цыб, В.И. Потетней, М.Н. Кузнецовой, И.А. Гулидовым, А.С. Сысоевым; ГНЦ РФ-ФЗИ – В.В. Коробейниковым, В.М. Литяевым; М.П. Никулиным, Э.Е. Петровым; ОИАТЭ – Е.С. Матусевичем, Ю.А. Кураченко; РОНЦ – Р.А. Спрышковой, В.А. Братцевым; РОНЦ «Курчатовский институт» – Г.И. Борисовым и др.

Литература

1. Zaidler M., Rossi H. The synergetic effects of different radiations // *Radiat. Res.* - 1980. - V.83. - P. 732-739.
2. Ngo F. Q. H., Schroy C. B., Jia X.-L. et al. Basic radiobiological investigations of fast neutrons // *Radiation Research.* - 1991. - V. 128. - P. 94-102.
3. Suzuki S. Survival of Chinese hamster V79 cells after irradiation with a mixture of neutrons and ^{60}Co γ -rays: experimental and theoretical analysis of mixed irradiation // *Radiat. Res.* - 1993. - V. 133. - P. 327-333.
4. Gregoire V., Begg A. C., Huiskamp R. et al. Selectivity of boron carriers for boron neutron capture therapy: pharmacological studies with borocaptate sodium, L-boronophenylalanine and boric acid in murine tumors // *Radiother. Oncol.* - 1993 Apr, 27:1. - P. 46-54.
5. Barth R. F., Soloway A. H. Boron neutron capture therapy of primary and metastatic brain tumors // *Mol. Chem. Neuropathol.* - 1994 Feb, 21:2-3. - P. 139-54.
6. Haritz D., Gabel D., Huiskamp R. Clinical phase-I study of $\text{Na}_2\text{B}_{12}\text{H}_{11}\text{SH}$ (BSH) in patients with malignant glioma as precondition for boron neutron capture therapy (BNCT) // *Int. J. Radiat. Oncol. Biol. Phys.* - 1994 Mar, 28:5. - P. 1175-81.
7. Engenhardt-Cabillie R. The role fast neutron radiation therapy: an overview: Proc. of the 10th Int. Congress of Radiat. Res. - 1995. - V.2. - P. 927-931.
8. Гулидов И.А., Загребин В.М., Соловьева Л.П., Сысоев А.С. Патоморфоз рака гортани при нейтронной и гамма-нейтронной терапии с использованием быстрых нейтронов реактора // *Архив патологии.* - 1996. - Т.58. - №. 1. - С. 14-17.
9. DeLuca P. M., Wambersie A., Caswell R. S. Nuclear Data Needed for Fast Neutron and Proton Radiation Therapy // *ICRU NEWS.* - 1996, June. - P. 14 - 18.
10. Wambersie A., Menzel H. G. Present status, trends and needs in fast neutron therapy // *Bull. Cancer Radiother.* - 1996. - V.83. - Suppl. 1. - P. 68 - 77.
11. Barth R. F., Soloway A. H., Brugger R. M. Boron neutron capture therapy of brain tumors: past

- history, current status, and future potential // *Cancer. Invest.* - 1996, 14:6. – P. 534-50.
12. *Stelzer K.J., Lindsley K.L., Cho P.S. et al.* Fast neutron radiotherapy: The University of Washington experience and potential use of concomitant boost with boron neutron capture // *Radiation Protection Dosimetry.* – 1997. – V. 70., Nos. 1 – 4. – P.471 – 475.
13. *Обатуров Г.М., Потетня В.И.* Комбинированное действие излучения разного качества // *Атомная энергия.* - 1998. - Т.84. - Вып.2. - С. 110-122.
14. *Гулидов И.А, Мардынский Ю.С., Сысоев А.С. и др.* Быстрые нейтроны реактора в лечении злокачественных новообразований // *Вопросы онкологии.* - 1997. - Т. 43. - №.5. - С. 515-518.
15. *Gahbauer R., Gupta N., Blue T. et al.* BNCT: status and dosimetry requirements // *Radiation protection dosimetry.* – 1997.- V. 70, Nos. 1 – 4. – P. 547 – 554.
16. *Ульяненко С.Е., Кузнецова М.Н.* Некоторые радиобиологические аспекты нейтронного излучения, генерируемого ядерными реакторами: Тезисы докл. на конф./Применение нейтронов в онкологии. - Томск, 1998. - С.19-20.
17. *Мардынский Ю.С., Втюрин Б.М., Гулидов И.А. и др.* Сочетанная гамма-нейтронная терапия больных первичным раком ротовой полости и ротоглотки/Применение нейтронов в онкологии. - Томск – 1998. - С. 40.
18. *Обатуров Г.М., Соколов В.А., Ульяненко С.Е., Цыб Т.С.* Актуальные проблемы радиобиологии нейтронов // *Радиационная биология. Радиоэкология.* - 1997. - Т. 37. - Вып. 4. - С. 475-481.
19. *Matsumura A., Shibata Y., Yamamoto T. et al.* A new boronated porphyrin (STA-BX909) for neutron capture therapy: an in vitro survival assay and in vivo tissue uptake study // *Cancer. Lett.* - 1999 Jul, 141:1-2. – P. 203-9
20. *Edwards A.A.* Neutron RBE values and their relationship to judgements in radiological protection // *J.Radiol.Prot.* – 1999. – V.19, N 2. – P. 93 – 105.
21. *Coderre J.A., Morris G.M.* The radiation biology of boron neutron capture therapy // *Radiation Research.* – 1999. – V. 151. – P. 1 – 18.

Поступила в редакцию 16.10.2001

13-я ежегодная конференция Ядерного общества России

«Устойчивое развитие: ядерная энергетика в интересах настоящего и будущего»

(11-13 мая, 23-27 апреля 2002 г.)



В 2002 г. исполняется 10 лет с момента проведения конференции ООН по окружающей среде и развитию (Рио-де-Жанейро, 1992), на которой был принят ряд основополагающих документов, включая «Повестку дня на 21 век», сформулировавших программу действий по достижению устойчивого развития в интересах нынешнего и будущего поколений. Провозглашение принципа устойчивого развития, как одного из важнейших в экологической политике, подразумевает недопустимость неограниченного использования ресурсов биосферы, предотвращение неконтролируемого загрязнения природной среды, обеспечение экологической безопасности человека и биосферы.

Важным инструментом в осуществлении научно обоснованной экологической политики является методология анализа риска. Применение любой технологии обуславливает не только дополнительную пользу для общества, но и приводит, как правило, к дополнительному риску неблагоприятных последствий для человека и природной среды. Существенно, чтобы этот риск был социально приемлемым для общества.

Важный вклад в обеспечение устойчивого развития может внести ядерная энергетика. Многолетний опыт эксплуатации объектов ядерной энергетике показывает, что в нормальном режиме работы их радиационное воздействие мало по сравнению с природным фоном. Для повышения экологической безопасности ядерной энергетике в настоящее время ведутся разработки реакторов с внутренне присущей безопасностью, в которых невозможность крупных аварий с выбросом радионуклидов в природную среду обеспечивается физической конструкцией реактора. Параллельно с этим решаются проблемы безопасного обращения с радиоактивными отходами и облученным ядерным топливом.

Для осмысления накопленного опыта в области безопасности и анализа техногенных рисков Ядерное общество России совместно с Российской академией наук и Министерством Российской Федерации по атомной энергии проводит свою тринадцатую ежегодную международную конференцию «Экологическая безопасность, техногенные риски и устойчивое развитие».

ТЕМАТИКА

1. Антропогенное воздействие на биосферу. Нормирование техногенных воздействий на человека и окружающую среду.
2. Техногенные риски (сравнение радиационного, химического и других техногенных рисков). Техногенные аварии и природные катастрофы (сравнение последствий радиационных и других аварий и катастроф для человека и биосферы).
3. Восстановление экологически нарушенных территорий (экологическая реабилитация, в т.ч. в контексте пакета законов о переработке ОЯТ). Рециклирование материалов и утилизация отходов (сравнение экологических последствий обращения с РАО и другими токсичными отходами).
4. Экология и общественное мнение: политические, информационные и образовательные аспекты.

УЧАСТИЕ В КОНФЕРЕНЦИИ

Заявки на участие по прилагаемой форме и названия докладов должны быть представлены в программный комитет до 15 января 2002 г.

ПРЕДСТАВЛЕНИЕ ДОКЛАДОВ

На конференции будут представлены устные (пленарные) и стендовые доклады, предполагается издание рефератов докладов и полных текстов докладов. Рефераты докладов, объемом до 4 страниц, должны быть представлены в программный комитет до 15 марта 2002 г., полные тексты докладов, объемом до 12 страниц – к началу конференции.

Представленные тексты должны быть напечатаны через 1 интервал шрифтом Times New Roman 12 с полями 2.5 см со всех сторон. Рисунки и таблицы должны быть расположены непосредственно в тексте. Оформление текста и формул производится в соответствии с общими правилами, принятыми в научно-технической литературе. Список использованной литературы составляется в порядке ссылок по тексту доклада и приводится в конце работы. Для журнальных статей указываются: фамилия и инициалы всех авторов, если их не более четырех; если более, то трех первых, а затем «и др.»; название статьи, журнала, год, номер тома и выпуска, страницы (от-до); для книг – фамилии и инициалы авторов так же, как для журналов, полное название, место издания, издательство, год; для статей в сборниках – фамилии и инициалы авторов статьи, название статьи, название сборника, номер части, выпуска, место издания, издательство, год, страницы (от-до). К тексту должна быть приложена краткая аннотация с изложением цели и результатов работы.

Тексты работ предоставляются в отпечатанном виде (1 экз.) и в электронном виде (на отдельной дискете или по электронной почте). Файлы должны содержать текст в формате Microsoft Word.

ЯЗЫК КОНФЕРЕНЦИИ

Официальными языками конференции являются русский и английский. Будет обеспечен синхронный перевод.

Председатель оргкомитета С.В. Кушнарев, исполнительный вице-президент ЯОР

Председатель программного комитета Н.П. Лаверов, вице-президент РАН, академик РАН

Заместители председателя программного комитета

С.Т. Беляев, академик РАН, РНЦ «Курчатовский Институт»

Н.С. Бабаев, профессор, Минатом РФ

Л.А. Большов, член-корреспондент РАН, директор ИБРАЭ

Б.Ф. Мясоедов, академик РАН, заместитель Главного ученого секретаря РАН

Н.С. Работнов, профессор, Минатом РФ

Ученый секретарь программного комитета И.И. Крышев, профессор, НПО «Тайфун» Росгидромета

КОНТАКТЫ

С.В. Кушнарев, ЯО России, 123182 Москва, пл. Курчатова, 1

Тел. (095) 196 7300; факс: (095) 196 1836; 196 2073. E-mail: ns@kiae.ru

И.И. Крышев, НПО «Тайфун» Росгидромета, 249038 г. Обнинск Калужской обл., пр. Ленина, 82. Тел.: (08439) 71289; факс: (08439) 40910. E-mail: post@typhoon.obninsk.org

Н.С. Работнов, Минатом РФ, 101000 Москва, Большая Ордынка, 24/26.

Тел.: (095) 953 5445; факс: (095) 239 4580. E-mail: robotnov@dol.ru

РЕГИСТРАЦИОННАЯ ФОРМА

ФИО	
Организация, должность	
Ученая степень, звание	
Название доклада, авторы	
Адрес для переписки, тел., факс, e-mail	

Êĭ ĭ ôâďâĭ öëÿ

«Математические идеи П. Л. Чебышева и их приложения к современным проблемам естествознания»

(14- 18 ĭ àÿ 2002 ā., Ĩ áĭ èĭ ñê)



Дорогие коллеги!

От имени оргкомитета сообщаем и приглашаем принять участие в конференции «*Математические идеи П. Л. Чебышева и их приложения к современным проблемам естествознания*» (Россия, Обнинск, 14-18 мая 2002 г.). Просим сообщить нам о возможности Вашего участия. Просим прислать тексты в виде файла в формате LATEX (объемом не более 500 слов) электронной почтой: chebyshev@iate.obninsk.ru или по адресу, указанному ниже, до 31 января 2002 г.

Принятые доклады будут опубликованы до начала конференции в полном объеме. Правила оформления докладов будут сообщены дополнительно.

Извещения о регистрации участников будут высланы до 7 февраля 2002 г.

С уважением,

председатель программного комитета В. А. Садовничий,
председатель локального комитета В. А. Галкин.

Адрес

249040 Россия
Калужская область, г. Обнинск, Студгородок 1. ИАТЭ,
кафедра прикладной математики, проф. В. А. Галкину.
Тел: (08439) 379-08; факс: (08439) 708-22

*Сорокалетний юбилей кафедры
«Атомная энергетика»
Уральского государственного технического
университета - Уральского политехнического
института*

Кафедра «Атомная энергетика» была организована в 1961 г. по инициативе и при активной помощи академика А.П. Александрова, как региональный центр подготовки специалистов для новой подотрасли энергетики. Основателем и первым заведующим кафедрой стал Ратников Евгений Федорович (1912-1998), д.т.н., профессор, заслуженный энергетик Российской Федерации, бессменно руководивший кафедрой более 25 лет.

За годы своей работы кафедрой подготовлено около 1500 специалистов для эксплуатации, проектирования, монтажа и ремонта АЭС. Многие выпускники кафедры являлись и являются в настоящее время видными руководителями и организаторами производства (С.П. Крылов - директор СМАЭС, В.К. Толстоногов - директор ЧАЭС, В.В. Будзиевский - руководитель департамента Концерна РЭА, Д.Г. Пашаев - президент Российского центра атомного судостроения, В.П. Штагер - министр энергетики Свердловской области и др.). Более 50 выпускников стали докторами и кандидатами наук; большая часть инженерно-технического персонала Белоярской АЭС и других предприятий атомной энергетики Уральского региона состоит из выпускников кафедры разных лет. За прошедшие годы кафедра «Атомная энергетика» УГТУ-УПИ стала крупным центром подготовки кадров и проведения НИР и ОКР для предприятий отрасли в Уральском регионе и располагает собственным учебно-тренировочным комплексом по ремонту и диагностике оборудования АЭС различных типов, учебно-исследовательским полигоном, филиалами на Белоярской АЭС и в г. Заречном (на базе БПК).

В последние годы кафедра активно участвует в работах по подготовке к строительству и кадровому обеспечению четвертого блока БАЭС с реактором БН-800. Студенты и сотрудники кафедры готовы к решению новых задач по развитию атомной энергетики страны.



ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.526

Physical Parameters of Self-Protection as Guarantees Maintenance of Limiting Power in Perspective Fast Sodium Reactor \A.V. Danilytchev, D.G. Elistratov, V.Ju.Stogov, T.M.Burenkova; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 16 pages, 3 tables, 9 illustrations. – References, 12 titles

The restrictions on limiting power caused by specific distribution of reactivity components of a feedback for the core with basic dimensions of a BN-1600 type reactor are analyzed. The influence of this components on large sodium reactor self-protection to accidents, determining its safety, is considered. The most dangerous accident is indicated. Spatial distribution of Doppler-effect allowing to come nearer to postulated power is investigated for this accident.

УДК 621.039.54

ADS fuel cycle complemented with DUPIC-technology for achieving high fuel burn-up \G.G. Kulikov, A.N. Shmelev; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 9 pages, 1 table, 3 illustrations. – References, 11 titles

Application of DUPIC-technology for ADS fuel cycle to achieve high fuel burn-up is studied. It is shown that in ADS facility blanket cooled with heavy liquid metal it can be achieved 30 - 40%HM fuel burn-up in slightly sub-critical regime of operation with deterministic safety.

УДК 539.1

Development of the method for calculation of the subcritical reactor target activation \P. Pereslavl'tsev, D. Sakhray; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 9 pages, 2 tables, 5 illustrations. – References, 15 titles

The activation analysis method of the materials irradiated by high energy particles is presented in the paper. Modern computer codes discussed enable to solve an activation problem of arbitrary complicity regardless of the nuclear facility. The analysis of the activity accumulated was performed on the basis of the present-day nuclear data extracted from international libraries and calculated with the help of the computer codes. Results of the codes validations are presented in the paper. As an example, the analysis of the activity, accumulated in the target of the subcritical reactor, is presented.

УДК 502.3

Decision-Making Support on Risk Based Land Management and Rehabilitation of Radioactive Contaminated Territories \B.I. Yatsalo; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 4 pages. – References, 6 titles

The general questions of decision-making support on Risk Based Land Management (RBLM), including key factors and components, range of existing decision support and analytical tools and techniques are considered. The characteristics and possibilities of the applied Decision Support System PRANA as a tool for decision support on RBLM and sustainable rehabilitation of radioactive contaminated territories are briefly described.

УДК 621.039.58:519

Development of Mathematical Model of Non-Equilibrium Two-Phase Flow for NPP Safety Analysis | A.A. Kazantsev, V.A. Levchenko, V.V. Sergeev, V.V. Hudasko; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 13 pages, 8 illustrations. – References, 13 titles

It is necessary to have models, which will allow to calculate non-steady non-equilibrium thermal-hydraulic processes in NPP in real-time mode for calculation of processes in NPP simulators. The problems of obtaining of closing multiplication factors for non-steady thermal-hydraulic equations for simulator models under conditions of boiling are considered. It was made attempt of receiving of one-dimensional equations for the description of processes with taking into account the nonequilibriums of parameters and spatial non-uniformity of physical processes.

УДК 621.039.53

Determination of Amount of Sampling through Factor of Sample at Supervision on Registration and Control of Nuclear Materials | A.M. Dmitriev, O.V. Krivosheina; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 7 pages, 5 tables. – References, 4 titles

In article the way of account of sample volume through factor of sample is offered at checks of sets of registration units with a nuclear material on mass contents U-235 in registration unit with reference to the Russian nuclear installations. Meanings of factor of sample are given for various probabilities of detection of threshold amount of a nuclear material.

УДК 621.039.7:546

Heterogeneous immobilization for rise of actinide waste concentration in their long-lived storage materials | A.A. Kozar; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 10 pages, 3 illustrations. – References, 21 titles

Heterogeneous immobilization of actinide wastes is considered, that is their inclusion into carrier-matrix as particles of separate phase. The calculation of track generation intensity in matrix has been carried out on the base of the analysis of possible directions of heavy nuclei output from spherical and cylindrical waste particles. It is shown, that existence of closed area without damages in matrix is possible if volumetric actinide contents is less of 50% or 75% for spherical or cylindrical waste particles accordingly. The dependences of the ratio of doze loading for heterogeneous and homogeneous matrices on actinide particle sizes are received. It is determined, that each order of increase in actinide phase sizes corresponds to approximately one order of doze loading reduction, starting with particle radius of 10^{-5} m, when damage amount decreases in 5 times.

УДК 621.039.7

Research of methods of the substantiation of nuclear safety at handling with radioactive wastes, containing nuclear materials | S.S. Krechetov, V.S. Vnukov; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 6 pages, 3 tables, 4 illustrations. – References, 10 titles

Methods of calculation of nuclear safety are investigated at handling with radioactive wastes containing nuclear materials. Calculations of the safe specific contents, the safe areal density, used are carried out at the analysis of nuclear safety of radioactive wastes. Various mixes of wastes containing water, graphite, beryllium, dioxide silicon and others, with uranium of high enrichment are considered. Recommendations for normative parameters are given at investigated at handling with wastes.

УДК 621.039.53:547

Radiation resistance of organic compounds | V.K. Milinchuk; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnykh zavedeniy, Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 9 pages, 3 tables, 2 illustrations. – References, 6 titles

The current state of the studies of radiation resistance of organic compounds is considered. Several aspects of radiation resistance vs the absorbed dose, the dose rate and temperature are described.

УДК 539.1:57.089

Perspectives and Features of Nuclear Reactor Neutron Radiation Using for Biomedical Research | S.E. Ulianenko; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnykh zavedeniy, Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 7 pages, 1 illustration. – References, 21 titles

It is shown the brief analysis of a current status of new priority medical technology – the use of neutron beams at nuclear reactors in teletherapy of malignant tumours. Development and clinical implementation of the new schemes of neutron, gamma-neutron and neutron-capture treatments for radioresistant forms of malignant tumours on the basis of physical, dosimetric and radiobiological studies with nuclear reactors neutron beams. The large clinical material confirming efficiency of neutron therapy was received. A perspective way of development of neutron therapy at nuclear reactors is the combined action on a neutron teletherapy and neutron-capture of therapy.

НАШИ АВТОРЫ

В.С. Внуков – к.т.н., ведущий сотрудник Государственного научного центра Российской Федерации – Физико-энергетического института (ГНЦ РФ - ФЭИ).

А.М. Дмитриев – д.т.н., заместитель начальника Госатомнадзора России.

А.А. Казанцев - к.т.н., доцент. В 1981 г. окончил Обнинский филиал Московского инженерно-физического института (ОФ МИФИ). Область научных интересов - модели основного технологического оборудования и моделирование двухфазных потоков для тренажеров АЭС. В настоящее время работает с.н.с. в ЭНИМЦ «Моделирующие системы».

С.С. Кречетов – аспирант ГНЦ РФ-ФЭИ, закончил в 2000 г. ИАТЭ. Область научных интересов - ядерная безопасность при обращении с радиоактивными отходами.

О.В. Кривошеина - аспирантка МИФИ.

Г.Г. Куликов - старший научный сотрудник кафедры теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов Московского государственного инженерно-физического института (технического университета).

П.Э. Переславцев - к.ф.-м.н., доцент кафедры общей и специальной физики ОИАТЭ.

Д. Сахрай - соискатель кафедры общей и специальной физики.

В.В. Сергеев - к.т.н., с.н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ. В 1980 г. окончил ОФ МИФИ. Область научных интересов – интегральное моделирование процессов тепломассопереноса в контурах ЯЭУ.

В.В. Худаско - к.т.н. В 1970 г. окончил ОФ МИФИ, Область научных интересов – тепло-массообмен в оборудовании ЯЭУ, механика разрушения.

А.Н. Шмелев – д.т.н., профессор кафедры теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов Московского государственного инженерно-физического института (технического университета).

OUR AUTHORS

A.M. Dmitriev – Dr. Sci. (Engineering), deputy chief of Gosatomnadzor.

V.V. Hudasko – Cand. Sci. (Engineering). Graduated from the Obninsk branch of Moscow Engineering Physics Institute in 1970. Scientific interests - modeling of heat- and mass-transfer processes in the equipment of NPP, mechanics of destruction.

A.A. Kazantsev – Cand. Sci. (Engineering), associated professor. Graduated from the Obninsk branch of Moscow Engineering Physics Institute in 1981. Scientific interests - modeling of main engineering equipment and simulation of two phase flows for NPP simulators. Senior researcher in «Simulation System Ltd».

S.S. Krechetov – post-graduated student of the State Scientific Center of Russian Federation – Institute of Physics and Power Engineering (SSC RF-IPPE), graduated from OINPE in 2000. Scientific interest - nuclear safety.

O.V. Krivosheina – post-graduated student of the Moscow State Physics and Engineering Institute

G.G. Kulikov – senior researcher of the department of theoretical and experimental physics of nuclear reactors of the Moscow State Physics and Engineering Institute.

P.E. Pereslavl'tzev – Cand. Sci. (Phys.-Math.), Associate professor of the common and special physics department of the OINPE.

D. Sakhray - competitor of the common and special physics department of the OINPE.

V.V. Sergeev - Cand. Sci. (Engineering), senior researcher of the SSC RF-IPPE. Graduated from the Obninsk branch of Moscow Engineering Physics Institute in 1980. Scientific interests - integral modeling of heat and mass transfer processes in the circuits of NPP.

A.N. Shmelev – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the department of theoretical and experimental physics of nuclear reactors of the Moscow State Physics and Engineering Institute.

V. S. Vnukov – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of the SSC RF - IPPE.

ПЕРЕЧЕНЬ СТАТЕЙ, ОПУБЛИКОВАННЫХ В ЖУРНАЛЕ В 2001 г.

I. ТЕМАТИЧЕСКИЙ УКАЗАТЕЛЬ

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

- С.Т. Лескин, Д.Г. Зарюгин*
Комплекс программ DINA-I для диагностирования главных циркуляционных насосов ВВЭР по данным оперативного технологического контроля.....1
- А.В. Любарский, И.Б. Кузьмина, Д.Е. Носков, Б.Г. Гордон, В.Н. Розин*
Рекомендации по повышению безопасности на основе результатов вероятностного анализа безопасности первого уровня пятого блока Нововоронежской АЭС.....1
- Д.Е. Носков, А.В. Любарский, И.Б. Кузьмина, Б.Г. Гордон, В.Н. Розин*
Методология и основные результаты вероятностного анализа безопасности второго уровня пятого блока Нововоронежской АЭС.....1
- И.Б. Кузьмина, А.В. Любарский, Д.Е. Носков, Б.Г. Гордон, В.Н. Розин*
Методологические аспекты и результаты вероятностного анализа безопасности пожаров пятого блока Нововоронежской АЭС.....1
- Ю.Г. Коротких, О.С. Копьева*
Оценка выработанного и прогноза остаточного ресурсов конструктивных узлов ЯЭУ.....1
- А.В. Антонов, А.В. Дагаев, В.А. Чепурко*
Модель анализа надежности подсистем ЯЭУ со встроенным контролем.....2
- О.М. Гулина, А.А. Жиганшин, В.А. Чепурко*
Разработка критерия оптимизации срока службы энергоблока.....2
- С.Т. Лескин, В.В. Валуй, Д.Г. Зарюгин*
Применение нейронных сетей для задач диагностики ГЦН по данным оперативного технологического контроля.....2
- К.В. Дергачев*
Электронная система прогнозирования эрозии рабочих лопаток турбин атомных станций.....3
- С.В. Михайлов*
Проектирование ядра ультразвукового дефектоскопа СК 26 на базе многопроцессорной системы.....3
- Г.Н. Власичев*
Расчетная модель расплавления твэла с учетом перемещения расплавленной оболочки в активной зоне реактора БН при запроектной аварии.....3

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

- О.В. Кривошеина*
Использование двух типов приборов неразрушающего анализа для выборочной проверки ядерных материалов.....1
- В.Б. Ануфриенко, Г.Н. Казанцев, В.П. Ковалев, А.Г. Матков, Г.М. Пшакин, М.Я. Хмелевский*
«Холодный» ядерный реактор с прямым преобразованием ядерной энергии в электрическую на вторичных электронах в рамках проблемы нераспространения ядерных материалов.....2

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

А.Н. Ершов, Д.А. Камаев, О.В. Шершаков
 Процедура оценки чувствительности и неопределенности боксовой модели переноса загрязнений в морях.....2

П.М. Стукалов, А.И. Смагин
 Моделирование поведения радионуклидов в водоемах, расположенных в головной части восточно-уральского радиоактивного следа.....2

М. Moniri, V.E. Cherkashin
 Estimation of the research light water reactor release influence on the population exposure.....2

Б.И. Яцало, И.А. Пичугина, Г.В. Козьмин, О.А. Мирзеабасов, И.В. Охрименко, М.Ф. Каневский, Е.А. Савельева
 Геоинформационная система радиоактивно загрязненных территорий.....3

Б.И. Яцало
 Поддержка принятия решений по управлению радиоактивно загрязненными территориями на основе анализа риска.....4

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

А.А. Казанцев, В.А. Левченко
 Динамическая модель конденсатора АЭС для тренажера.....1

В.С. Окунев
 Сравнительный анализ безопасности быстрых реакторов, охлаждаемых сплавами жидких металлов.....1

Б.Д. Абрамов
 О некоторых модификациях уравнений точечной кинетики.....2

А.В. Ляпин, Н.А. Прохорова Э.П. Попов, С.В. Забродская, А.Г. Цикунов
 Расчетный бенчмарк - тестовая модель реактора БР-10.....2

Р.И. Мухаммадеев, А.П. Суворов
 Расчетный бенчмарк по активации конструкционных материалов исследовательского реактора АМ.....2

Р. Pereslavitsev, D. Sahrai
 Calculations of Neutronic Characteristics of EAP-80 Reactor.....2

М.В. Кащеев
 Аннотация программы PPRKRS.....2

Е.Б. Громов
 Консервация конденсатно-питательного тракта и парогенераторов энергоблоков с применением октадециламина.....3

Ю.Е. Титаренко, Е.И. Карпихин, В.Ф. Батяев, А.Б. Колдобский, В.М. Живун, Р.Д. Мулаббетов, С.В. Квасова, Д.В. Фищенко
 Экспериментальное определение выходов радиоактивных продуктов взаимодействия протонов с энергией 2600 МэВ с естественным вольфрамом.....3

Г.Б. Усынин, С.Г. Усынина
 Об использовании концепции насыпной активной зоны для РБН.....3

А.В. Данилычев, Д.Г. Елистратов, В.Ю. Стогов, Т.М. Буренкова
 Физические параметры самозащитности как гаранты обеспечения предельной мощности перспективного быстрого натриевого реактора.....4

Г.Г. Куликов, А.Н. Шмелев
 О разнотопящих свойствах подкритического бланкета ЭЛЮ при глубоком выгорании топлива и многократном применении DUPIC-технологии его регенерации.....4

П.Э. Переславцев, Д. Сахраи
 Разработка метода расчета активации материала мишени установки

с подкритическим реактором.....4

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Ю.В. Лисичкин, А.Г. Новиков

Рассеяние медленных нейтронов водой в области критического состояния.....1

P. Pereslavytsev, D. Sahrai

Calculations of Radiation Damage in Spallation Module of EAP-80.....1

И.В. Пышин, А.Л. Шимкевич

Моделирование межкристаллитной коррозии на поверхностной структуре полиэдров Вороного.....1

В.К. Милинчук

Радиационная стойкость органических материалов.....4

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

А.П. Маркин, В.С. Мастеров, Н.П. Савельев

Расчет сечений реакций взаимодействия элементарных частиц с ядрами продуктов деления и трансактинидами.....1

Е.Н. Ильин, И.Ю. Пашкеев, А.В. Сенин

Иммобилизация радиоактивных отходов в металлокерамических материалах методом самораспространяющегося высокотемпературного синтеза.....3

А.М. Дмитриев, О.В. Кривошеина

Определение объема случайной выборки через коэффициент выборки при надзоре за учетом и контролем ядерных материалов.....4

А.А. Козарь

Гетерогенная иммобилизация для повышения концентрации актиноидных отходов в материалах их длительного хранения.....4

С.С. Кречетов, В.С. Внуков

Исследование методов обоснования ядерной безопасности при обращении с радиоактивными отходами, содержащими ядерные материалы.....4

ТЕПЛОФИЗИКА

А.А. Казанцев, В.А. Левченко

Динамическая модель двухфазного теплообменника для тренажера.....2

М.В. Давыдов, В.И. Мелихов, О.И. Мелихов, Ю.В. Парфенов

Анализ экспериментов MAGICO и QUEOS по перемешиванию облака частиц с водой (паровые взрывы при тяжелой аварии) с помощью кода VAPEX.....3

S.A. Rouhanifard, A.A. Kazantsev, V.V. Sergeev

Relap5 Modeling of the NPP VVER-1000 Steam Generator.....3

В.В. Худаско, А.А. Казанцев, В.А. Левченко, В.В. Сергеев

Разработка математической модели неравновесного двухфазного потока для анализа безопасности АЭС.....4

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

Ю.М. Бакун, А.С. Апян, Н.Н. Лянной, Е.С. Матусевич, Н.Г. Шишканов, Р.А. Розиев

Разработка технико-методических средств для радиометрических исследований и дозиметрического планирования радиойодтерапии.....3

С.Е. Ульяненко

Перспективы и особенности использования нейтронного излучения ядерных реакторов в биомедицинских исследованиях.....4

ИЗ ИСТОРИИ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

А.Д. Ефанов, Ф.А. Козлов

От выбора теплоносителей для ЯЭУ к атомной энергетике XXI века.....2

CONTENTS of ISSUES of «YADERNAYA ENERGETICA» in 2001

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

<i>S.T. Leskin, D.G. Zarjugin</i>	
Program Complex DINA-I for VVER Main Circulation Pumps Diagnostics Based on Technological Monitoring Data Analysis.....	1
<i>A.V. Lioubarski, I.B. Kouzmina, D.E. Noskov, B.G. Gordon, V.N. Rozine</i>	
Recommendations on Increasing Plant Safety Modifications Based on Novovoronezh NPP (unit 5) Level 1 Probabilistic Safety Analysis Results.....	1
<i>D.E. Noskov, A.V. Lioubarski, I.B. Kouzmina, B.G. Gordon, V.N. Rozine</i>	
Methodology and Main Results of Level 2 Probabilistic Safety Analysis for Unit 5 of Novovoronezh NPP.....	1
<i>I.B. Kouzmina, A.V. Lioubarski, D.E. Noskov, B.G. Gordon, V.N. Rozine</i>	
Methodology Aspects and Results of Fire Probabilistic Safety Analysis for Unit 5 of Novovoronezh NPP.....	1
<i>Y.G. Korotkih, O.S. Kopjeva</i>	
Estimation of Lifetime and Residual Lifetime Prognosis of Nuclear Power Plant Constructional Elements.....	1
<i>A.V. Antonov, A.V. Dagayev, V.A. Chepourko</i>	
Non-asymptotic Model for System Reliability with Built-in Control.....	2
<i>O.M. Gulina, A.A. Zgiganshin, V.A. Chepurko</i>	
The Development of Optimization Criterion for NPP Unit Life Time.....	2
<i>S.T. Leskin, V.V. Valuy, D.G. Zarugin</i>	
Application of Neural Network for Main Circulation Pumps Diagnostic.....	2
<i>K.V. Dergachev</i>	
Electronic System of Erosion Forecasting of Turbine Rotor Blade of Nuclear Power Plants.....	3
<i>S.V. Michailov</i>	
Designing of Ultrasonic Defectoscop SK26 Core on the basis of Multiprocessor System.....	3
<i>G.N. Vlasichev</i>	
Calculation Model of Pin Meltdown subject to Molten Cladding Relocation in BN Reactor Core under beyond Design Accident.....	3

CURRENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

<i>O.V. Krivosheina</i>	
Application of Two Types of Non-Destructive Analysis Instruments for Spot Check of Nuclear Materials.....	1
<i>V.B. Anufrienko, G.N. Kazantsev, V.P. Kovalev, A.G. Matkov, G.M. Pshakin, M.Ya. Khmelevsky</i>	
«Cold» Nuclear Reactor with Direct Nuclear - Electric Energy Conversion Based on Secondary Electrons within the Frame of Nuclear Material Non - Proliferation.....	2

ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

<i>A.N. Ershov, D.A. Kamaev, O.V. Shershakov</i>	
Procedure of Sensitivity and Uncertainty Estimation for the Box Model of Pollution Transport by Sea.....	2

<i>P.M. Stukalov, A.I. Smagin</i>	
The Modeling of the Radionuclide Transportation in Reservoirs Located in the Head Part of the East Ural Radioactive Trace.....	2
<i>M. Moniri, V.E. Cherkashin</i>	
Estimation of Research Light Water Reactor Release Influence on the Population Exposure.....	2
<i>B.I. Yatsalo, I.A. Pichugina, G.V. Kozmin, O.A. Mirzeabassov, I.V. Okhrimenko, M.F. Kanevsky, E.A. Savelieva</i>	
Geoinformation System of Radioactive Contaminated Territories.....	3
<i>B.I. Yatsalo</i>	
Decision-Making Support on Risk Based Land Management and Rehabilitation of Radioactive Contaminated Territories.....	4

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

<i>A.A. Kazantsev, V.A. Levchenko</i>	
Transient Model of Main Condenser for NPP Simulator.....	1
<i>V.S. Okunev</i>	
Comparative Safety Analysis of Fast Reactors, Cooled by Alloys of Liquid Metals.....	1
<i>B.D. Abramov</i>	
On Some Modifications of the Point Reactor Kinetics Equations.....	2
<i>A.V. Lyapin, N.A. Prochorova, E.P. Popov, S.V. Zabrodskaya, A.G. Tzikunov</i>	
Calculational Benchmark – Test Model of BR-10 Reactor.....	2
<i>R.I. Mukhamadeev, A.P. Suvorov</i>	
Calculational Benchmark on Activation of Constructional Materials of Research Reactor AM.....	2
<i>P. Pereslavytsev, D. Sahrai</i>	
Calculations of Neutronic Characteristics of EAP-80 Reactor.....	2
<i>M.V. Kachtcheev</i>	
Code PPRKRS Abstract.....	2
<i>E.B. Gromov</i>	
Temporary Closing-down of Condensate-feed Channel and Steam Generators of Power Units with the using of Octadecylamine.....	3
<i>Yu.E. Titarenko, E.I. Karpihin, V.F. Batyaev, A.B. Koldobskiy, B.M. Jivun, R.D. Mulambetov, C.V. Kvasova, D.V. Fishchenko</i>	
Measurement of radionuclide yields produced in 2.6 GeV proton irradiated nat-W.....	3
<i>G.B. Usynin, S.G. Usynina</i>	
Ballslayer as Core for the Fast Reactor.....	3
<i>A.V. Danilytchev, D.G. Elistratov, V.Ju. Stogov, T.M. Burenkova</i>	
Physical Parameters of Self-Protection as Guarantees Maintenance of Limiting Power in Perspective Fast Sodium Reactor.....	4
<i>G.G. Kulikov, A.N. Shmelev</i>	
ADS fuel cycle complemented with DUPIC-technology for achieving high fuel burn-up.....	4
<i>P. Pereslavytsev, D. Sahrai</i>	
Development of the method for calculation of the subcritical reactor target activation.....	4

MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

<i>Yu.V. Lisichkin, A.G. Novikov</i>	
Scattering of Slow Neutrons by Water in Critical States.....	1
<i>P. Pereslavytsev, D. Sahrai</i>	
Calculations of Radiation Damage in Spallation Module of EAP-80.....	1

<i>I.V. Pyshin</i> Simulation of Intercrystalline Corrosion on Surface Structure of Voronoy's Polyhedra.....	1
<i>V.K. Milinchuk</i> Radiation resistance of organic compounds.....	4

FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

<i>A.P. Markin, V.S. Masterov, N.P. Savel'yev</i> Calculation of Reaction Cross Section for Interaction of Elementary Particles with Nuclei of Fussion Products and Transactinides.....	1
<i>E.N. Ilyin, I.Yu. Pashkeev, A.V. Senin</i> Immobilization of Radioactive Waste in Cermet Materials by the Method of Self-propagating High Temperature Synthesis.....	3
<i>A.M. Dmitriev, O.V. Krivosheina</i> Determination of Amount of Sampling through Factor of Sample at Supervision on Registration and Control of Nuclear Materials.....	4
<i>A.A. Kozar</i> Heterogeneous Immobilization for Rise of Actinide Waste Concentration in their Long-Lived Storage Materials.....	4
<i>S.S. Krechetov, V.S. Vnukov</i> Research of Methods of the Substantiation of Nuclear Safety at Handling with Radioactive Wastes, Containing Nuclear Materials.....	4

THERMAL PHYSICS

<i>A.A. Kazantsev, V.A. Levtchenko</i> Transient Model of Two-phase Flow Heat Exchanger for NPP Simulator.....	2
<i>M.V. Davydov, V.I. Melikhov, O.I. Melikhov, I.V. Parfenov</i> Analysis of the MAGICO and QUEOS Experiments on the Premixing of the Clouds of Particles with Water with the VAPEX code.....	3
<i>S.A. Rouhanifard, A.A. Kazantsev, V.V. Sergeev</i> Relap5 Modeling of the NPP VVER-1000 Steam Generator.....	3
<i>A.A. Kazantsev, V.A. Levtchenko, V.V. Sergeev, V.V. Hudasko</i> Development of Mathematical Model of Non-equilibrium Two-Phase Flow for NPP Safety Analysis.....	4

APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND MEANS

<i>Yu.M. Bakun, A.S. Apyan, N.N. Lyannoy, E.S. Matusevich, N.G. Shishkanov, R.A. Roziev</i> Development of Technicomethodical Means for Radiometric Investigations and Dosimetric Design of Radioiodine Therapy.....	3
<i>S.E. Ulianenko</i> Perspectives and Features of Nuclear Reactor Neutron Radiation Using for Biomedical Research.....	4

FROM THE HISTORY OF NUCLEAR SCIENCE AND ENGINEERING

<i>A.D. Efanov, F.A. Kozlov</i> From Choise of Coolant for Nuclear Power Installation to Power Engineering of the XXI century.....	2
---	---

II. АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ

Абрамов Б.Д.	2	Мастеров В.С.	1
Антонов А.В.	2	Матков А.Г.	2
Ануфриенко В.Б.	2	Матусевич Е.С.	3
Апян А.С.	3	Мелихов В.И.	3
Бакун Ю.М.	3	Мелихов О.И.	3
Батяев В.Ф.	3	Милинчук В.К.	4
Буренкова Т.М.	4	Мирзеабасов О.А.	3
Валуй В.В.	2	Михайлов С.В.	3
Власичев Г.Н.	3	Монири М.	2
Внуков В.С.	4	Муламбетов Р.Д.	3
Гордон Б.Г.	1	Мухамадеев Р.И.	2
Громов Е.Б.	3	Новиков А.Г.	1
Гулина О.М.	2	Носков Д.Е.	1
Давыдов М.В.	3	Окунев В.С.	1
Дагаев А.В.	2	Охрименко И.В.	3
Данилычев А.В.	4	Парфенов Ю.В.	3
Дергачев К.В.	3	Пашкеев И.Ю.	3
Дмитриев А.М.	4	Переславцев П.	1, 2, 4
Елистратов Д.Г.	4	Пичугина И.А.	3
Ершов А.Н.	2	Попов Э.П.	2
Ефанов А.Д.	2	Прохорова Н.А.	2
Живун В.М.	3	Пшакин Г.М.	2
Жиганшин А.А.	2	Пышин И.В.	1
Забродская С.В.	2	Розиев Р.А.	3
Зарюгин Д.Г.	1, 2	Розин В.Н.	1
Ильин Е.Н.	3	Роханифард С.А.	3
Казанцев А.А.	1-4	Савельев Н.П.	1
Казанцев Г.Н.	2	Савельева Е.А.	3
Камаев Д.А.	2	Сахраи Д.	1, 2, 4
Каневский М.Ф.	3	Сенин А.В.	3
Карпихин Е.И.	3	Сергеев В.В.	3, 4
Кашцев М.В.	2	Смагин А.И.	2
Квасова С.В.	3	Стогов В.Ю.	4
Ковалев В.П.	2	Стукалов П.М.	2
Козарь А.А.	4	Суворов А.П.	2
Козлов Ф.А.	2	Титаренко Ю.Е.	3
Козьмин Г.В.	3	Ульяненко С.Е.	4
Колдобский А.Б.	3	Усынин Г.Б.	3
Копьева О.С.	1	Усынина С.Г.	3
Коротких Ю.Г.	1	Фищенко Д.В.	3
Кречетов С.С.	4	Хмелевский М.Я.	2
Кривошеина О.В.	1, 4	Худаско В.В.	4
Кузьмина И.Б.	1	Цикунов А.Г.	2
Куликов Г.Г.	4	Чепурко В.А.	2
Левченко В.А.	1, 2, 4	Черкашин В.Е.	2
Лескин С.Т.	1, 2	Шершаков О.В.	2
Лисичкин Ю.В.	1	Шимкевич А.Л.	1
Любарский А.В.	1	Шишканов Н.Г.	3
Лянной Н.Н.	3	Шмелев А.Н.	4
Ляпин А.В.	2	Яцало Б.И.	3, 4
Маркин А.П.	1		

II. AUTHOR INDEX

Abramov B.D.....	2	Masterov V.S.....	1
Antonov A.V.....	2	Matkov A.G.....	2
Anufrienko V.B.....	2	Matusevich E.S.....	3
Apyan A.S.....	3	Melikhov O.I.....	3
Bakun Yu.M.....	3	Melikhov V.I.....	3
Batyaev V.F.....	3	Michailov S.V.....	3
Burenkova T.M.....	4	Milinchuk V.K.....	4
Chepurko V.A.....	2	Mirzeabassov O.A.....	3
Cherkashin V.E.....	2	Moniri M.....	2
Dagayev A.V.....	2	Mukhamadeev R.I.....	2
Danilytchev A.V.....	4	Mulambetov R.D.....	3
Davydov M.V.....	3	Noskov D.E.....	1
Dergachev K.V.....	3	Novikov A.G.....	1
Dmitriev A.M.....	4	Okhrimenko I.V.....	3
Efanov A.D.....	2	Okunev V.S.....	2
Elistratov D.G.....	4	Parfenov I.V.....	3
Ershov A.N.....	2	Pashkeev I.Yu.....	3
Fishchenko D.V.....	3	Pereslavytsev P.....	1, 2, 4
Gordon B.G.....	1	Pichugina I.A.....	3
Gromov E.B.....	3	Popov E.P.....	2
Gulina O.M.....	2	Prochorova N.A.....	2
Hudasko V.V.....	4	Pshakin G.M.....	2
Ilyin E.N.....	3	Pyshin I.V.....	1
Jivun B.M.....	3	Rouhanifard S.A.....	3
Kachtcheev M.V.....	2	Roziev R.A.....	3
Kamaev D.A.....	2	Rozine V.N.....	1
Kanevsky M.F.....	3	Sahrai D.....	1, 2, 4
Karpihin E.I.....	3	Savelieva E.A.....	3
Kazantsev A.A.....	1-4	Savelyev N.P.....	1
Kazantsev G.N.....	2	Senin A.V.....	3
Khmelevsky M.Ya.....	2	Sergeev V.V.....	3, 4
Koldobskiy A.B.....	3	Shershakov O.V.....	2
Kopjeva O.S.....	1	Shishkanov N.G.....	3
Korotkih Y.G.....	1	Shmelev A.N.....	4
Kouzmina I.B.....	1	Smagin A.I.....	2
Kovalev V.P.....	2	Stogov V.Ju.....	4
Kozar A.A.....	4	Stukalov P.M.....	2
Kozlov F.A.....	2	Suvorov A.P.....	2
Kozmin G.V.....	3	Titarenko Yu.E.....	3
Krechetov S.S.....	4	Tzikunov A.G.....	2
Krivoshaina O.V.....	1, 4	Ulianenko S.E.....	4
Kulikov G.G.....	4	Usynin G.B.....	3
Kvasova C.V.....	3	Usynina S.G.....	3
Leskin S.T.....	1, 2	Valuy V.V.....	2
Levtchenko V.A.....	1, 2, 4	Vlasichev G.N.....	3
Lioubarski A.V.....	1	Vnukov V.S.....	4
Lisichkin Yu.V.....	1	Yatsalo B.I.....	3, 4
Lyannoy N.N.....	3	Zabrodskaia S.V.....	2
Lyapin A.V.....	2	Zarjugin D.G.....	1, 2
Markin A.P.....	1	Zigangshin A.A.....	2