

3. Васильев О.Ф., Квон В.И., Макаров И.И. Гидротермический режим водоемов-охладителей тепловых и атомных электростанций. — Изв. АН СССР. Энергетика и транспорт, 1976, № 4, с. 102—111.
4. Макаров И.И., Соколов А.С., Шульман С.Г. Моделирование гидротермических процессов в водохранилищах—охладителях ТЭС и АЭС. М.: Энергоатомиздат, 1986. 182 с.
5. Дрижюс М.-Р. Гидротермический режим водохранилищ-охладителей. Вильнюс: Мокслас, 1985. 168 с.
6. Озмидов Р.В. Горизонтальная турбулентность и турбулентный обмен в океане. М.: Наука, 1968. 198 с.
7. Арсеньев С.А., Фельзенбаум А.И. Об одной модели квазиоднородного слоя и сезонного термоклина в океане. — Доклады АН СССР, 1975, т. 225, № 1, с. 84—87.
8. Арсеньев С.А. Интегральная модель деятельного слоя океана. — Изв. АН СССР. Физика атмосферы и океана, 1977, т. 13, № 10, с. 1034—1043.
9. Арсеньев С.А. Вопросы теории течений в устьях рек. — В кн.: Гидрофизика Северного Каспия. М.: Наука, 1985, с. 125—146.
10. Arseniev S.A. On the turbulent gradient currents in shallow water. — Ocean Modelling, 1991, v. 94, p. 2—7.
11. Куфтарков Ю.М., Фельзенбаум А.И. Об использовании уравнения баланса энергии турбулентности в некоторых задачах о течениях. — В кн.: Проблемы теории ветровых и термохалинных течений. Севастополь, МГИ АН УССР, 1968, с. 90—105.
12. Арсеньев С.А. Об одном методе расчета термических характеристик верхнего слоя океана. — Доклады АН СССР, 1976, т. 231, № 3, с. 1101—1103.
13. Пивоваров А.А. Термика пограничных слоев океана и атмосферы. Ч. I: термодинамика, лучистая энергия и уравнения турбулентного переноса. М.: МГУ, 1986. 130 с. Ч. II: Энерго- и массообмен океана с атмосферой. М.: МГУ, 1987. 92 с.

Поступила в Редакцию 2.12.96

УДК 621.039.58

АНАЛИЗ ПРОСТРАНСТВЕННОЙ ДИНАМИКИ ВЫХОДА ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ИЗ ТВЭЛОВ ВВЭР В ПЕРЕХОДНЫХ РЕЖИМАХ

*Романов В.М., Панкратов Д.В. (ГНЦ РФ — ФЭИ им. А.И. Лейпунского),
Лузанова Л.М., Славягин П.Д.
(Ин-т ядерных реакторов РНЦ «Курчатовский ин-т»)*

Целью настоящей работы является опробование нового расчетного кода, способного моделировать пространственную динамику выхода радиоактивных продуктов деления из негерметичных твэлов в теплоноситель первого контура. Для этого использована задача, суть которой заключается в оценке масштабов изменения радиоактивности ^{131}I в теплоносителе первого контура в условиях переходного процесса в активной зоне ВВЭР-440. Переходный процесс представляет собой деформацию пространственного поля энерговыделения во время движения органа регулирования реактивности. При этом рассмотрены ситуации, когда один негерметичный твэл может быть расположен в различных ТВС активной зоны. Адекватное численное моделирование этого сложного, зависящего от многих параметров переходного процесса требует совместного решения нейтронной, теплофизической и радиационных задач.

В настоящее время расчеты, проводимые обычно для обоснования проектов новых РУ АЭС, выполняются с использованием разработанных в начале 90-х годов кодов, в которых реализованы методики расчета, представленные, в частности, в работах [1—3]. Особенностью этих расчетных методик является ориентация на усредненные по времени и пространству параметры, такие, как энерговыделение, температура, физико-химические свойства среды. Кроме того, в моделях не учитываются важные механизмы, влияющие на выход продуктов деления из негерметичных твэлов во время переходных процессов с быстрым изменением температуры твэла. Эти ограничения были преодолены в коде VVERRAD, который кратко представлен в настоящей работе. Код является дальнейшим развитием расчетной методики, используемой в настоящее время для оценки радиоактивности теплоносителя первого контура ВВЭР [1, 2].

Программа VVERRAD состоит из трех модулей, основным из которых является блок расчета радиоактивности теплоносителя, обусловленной выходом продуктов де-

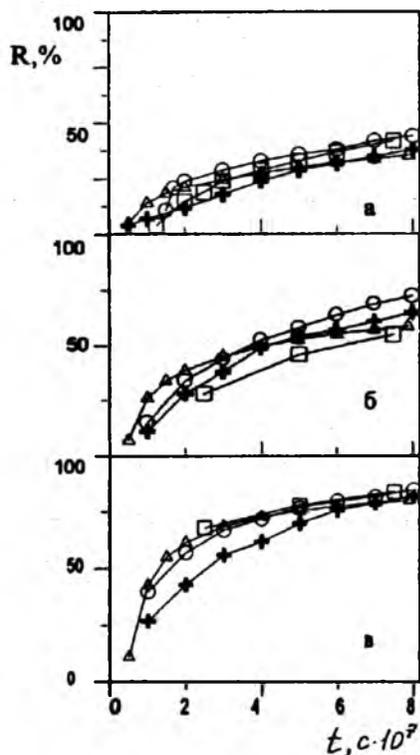
ления из негерметичных твэлов. Два остальных модуля — вспомогательные и предназначены для расчета нестационарного поля энерговыделения и температуры в активной зоне реактора в рамках относительно простых математических моделей. Для проведения прецизионных расчетов и при моделировании задач, в которых ограничения моделей существенны, блоки расчета энерговыделения и температуры не используются. Вместо них в этих случаях задают исходные данные в виде двумерных (координата, время) массивов значений (энерговыделения и температуры), которые получают в отдельных корректных нейтронно-физических и теплофизических расчетах. Такая организация программы позволяет существенно сократить время предварительных, обычно многочисленных вариантных расчетов.

Остановимся более подробно на расчетных моделях, реализованных в основном модуле VVERRAD. В 80-х годах были разработаны модели [4, 5], позволяющие проводить детальные расчеты выхода газообразных продуктов деления из топливной матрицы под оболочку твэла с учетом динамики процесса. В дальнейшем эти модели были развиты и для расчета выхода радиоактивных продуктов деления. Наиболее известной реализацией таких моделей является код FASTGRASS [6]. Его упрощенный вариант послужил основой для радиационного блока зарубежного кода SCDAR/RELAP5 [7]. Практическая опробованность и доступность названных моделей послужила причиной того, что они были взяты за основу при математическом моделировании выхода продуктов деления под оболочку твэла ВВЭР в коде VVERRAD. В них детально моделируется структура топлива и ее изменение в течение кампании (рост гранул, образование межгранульной пористости). Соответственно детально учитывается процесс внутригранульной диффузии продуктов деления, диффузии на поверхности и ребрах гранул. Рассматривается процесс образования пузырьков газообразных и летучих продуктов деления внутри гранулы и на ее поверхности. Важное значение в быстрых переходных режимах работы реактора играют процессы растрескивания топлива и очистки границ гранул от накопленных продуктов деления в результате температурной деформации топливной матрицы [6]. Из модельных экспериментов было известно [1], что значительное увеличение радиоактивности теплоносителя во время переходного режима обусловлено именно этими процессами [1]. Моделирование процессов выхода продуктов деления из оболочки твэла в коде VVERRAD пока осталось на прежнем уровне, принятом в методиках [1—3], где степень негерметичности оболочки твэла учитывается в уравнениях баланса с помощью интегрального коэффициента утечки.

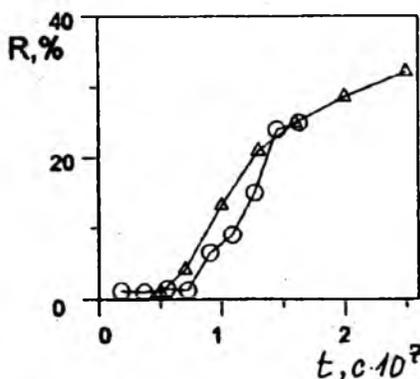
Дифференциальные уравнения и замыкающие соотношения, моделирующие перечисленные процессы, приведены в работах [1, 4, 6]. Поэтому здесь отметим только особенность численного алгоритма их решения, реализованного в расчетном коде VVERRAD. Перечисленные процессы имеют существенно различающуюся скорость протекания, поэтому их совместное математическое моделирование приводит к так называемой жесткой системе дифференциальных уравнений, для численного решения которой в VVERRAD применяется алгоритм ГИРА с автоматическим выбором шага и порядка интегрирования.

Кратко охарактеризуем два других блока VVERRAD. Нестационарная нейтронная кинетика моделируется трехмерной крупносеточной расчетной схемой в однопроводном приближении, которая используется в ранних версиях программы БИПР [8]. Нестационарное поле температуры в твэле моделируется в двумерной цилиндрической геометрии. Число расчетных пространственных зон определяется возможностями компьютера. В частности, в настоящей работе пространственная сетка нейтронно-физической задачи включала 37 ТВС (1/12 часть активной зоны), которые были разбиты на 10 слоев по высоте. Цилиндрическая модель твэла включала семь слоев по радиусу и 10 по высоте. Объем кода VVERRAD составляет около 2500 операторов на языке «Фортран» и для работы требует не менее 2 Мбайт оперативной памяти. Время расчета одного варианта составляет на компьютере РС486, имеющем тактовую частоту процессора 133 МГц, 10 мин.

Как показали предварительные тестовые расчеты, в рамках поставленной в настоящей работе задачи методическая погрешность в значении активности теплоносителя, связанная с ограничениями в нейтронно-физической и теплофизической моделях, относительно невелика и укладывается в 20—30%, что сравнимо с погрешностью, обусловленной неопределенностью в параметрах моделей выхода продуктов деления из топлива (рис. 1). Это позволяет для решения конкретной задачи (оценочных расчетов) использовать нейтронный и теплофизический блоки VVERRAD, верифицированные с учетом результатов работ [8, 9].



Р и с. 1. Относительный выход газообразных продуктов деления под оболочку твэла из диоксида урана, рассчитанный для средней температуры топливной матрицы 1200 (а), 1500 (б), 1700 К (в), с помощью кода VVERRAD (Δ), OGRES [4] (\circ), OGRES [10] (\square), FASTGRASS [6] (+)



Р и с. 2. Расчетный с помощью кода VVERRAD (Δ) и измеренный в эксперименте [12] относительный выход ^{131}I (\circ) из сферических образцов диоксида урана

использовать нейтронный и теплофизический блоки VVERRAD, верифицированные с учетом результатов работ [8, 9].

Тестирование основного расчетного блока VVERRAD проводили в два этапа. Вначале была проверена принципиальная работоспособность блока расчета и уточнены константы для моделирования относительно медленного изменения выхода продуктов деления в зависимости от выгорания топлива. При этом использовали расчеты, выполненные с помощью кодов FASTGRASS [6] и OGRES [4, 10] для моделирования экспериментов по изучению выхода газообразных продуктов деления в зависимости от выгорания топлива из диоксида урана, облучаемого в быстром реакторе [11]. При проведении аналогичных расчетов с помощью кода VVERRAD параметры моделей выхода были подобраны так, чтобы результаты расчета находились, в основном, внутри диапазона разброса результатов расчетов с применением других кодов (см. рис. 1). В частности, было получено следующее соответствие между средней расчетной температурой и размером зерна UO_2 : 1200 К — 2,5 мкм, 1500 К — 6,7 мкм, 1700 К — 12,5 мкм, что согласуется с результатами работ [4, 6]. Для подбора параметров модели выхода ^{131}I были использованы экспериментальные данные по определению выхода иода из специально приготовленных небольших (диаметром 1,23 мм) сферических образцов из UO_2 , предварительно облученных в изотермических условиях до определенного выгорания [12] (рис. 2). Расчет проведен при константе растворимости, характеризующей соотношение между диффузией ^{131}I в топливной матрице в атомарном виде и пузырьках газообразных продуктов деления, равной 0,32. Это существенно меньше значения (0,6), используемого в аналогичных расчетах в работе [6]. Экспериментальной информации для достоверного определения причины расхождения недостаточно.

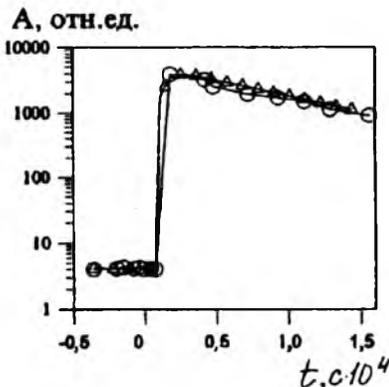
Для уточнения параметров расчетной модели в условиях быстрого изменения мощности были использованы экспериментальные данные о радиоактивности ^{131}I в теплоносителе, циркулирующем в экспериментальной петле МР, куда загружали модель негерметичного (продольный

разрез оболочки в области компенсатора объема) укороченного твэла ВВЭР-1000 [1]. Степень негерметичности оболочки твэла в расчетах принималась равной 10^{-2} с^{-1} . Следует отметить, что резкое изменение радиоактивности теплоносителя при изменении мощности реактора в петлевых экспериментах, которые используются здесь, однозначно обусловлено увеличением выхода ^{131}I из топливной матрицы и не связано с другими факторами, в частности, сбросом отложений с внутренней поверхности оболочки твэла или петли. Это подтверждается послереакторными исследованиями образцов твэлов в горячей камере [1]. Характерное соотношение между расчетом и экспериментом после коррекции параметров расчетной модели показано на рис. 3. Коррекции подвергали параметры в модели сброса накапливаемых продуктов деления с поверхности гранул во время изменения температуры топлива.

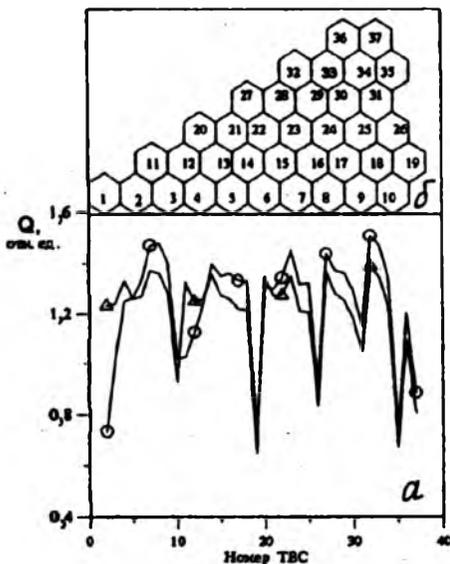
После выполнения калибровочных и тестовых расчетов были проведены серии расчетов по анализу пространственной динамики выхода ^{131}I в теплоноситель из негерметичных (коэффициент утечки 10^{-2} с^{-1}) штатных твэлов ВВЭР-440, расположенных в разных ТВС активной зоны. Как уже отмечено, цель расчетных исследований — оценить изменение радиоактивности теплоносителя в результате дополнительного выхода ^{131}I , накопленного за кампанию на поверхности гранул топливной матрицы, которое инициируется переходным процессом, в реальном диапазоне скорости изменения и амплитуды колебания пространственных полей энерговыделения и температуры в активной зоне ВВЭР-440 во время движения одного органа регулирования реактивности.

Предполагалось, что реактор длительно работал на номинальной мощности с относительно гладким пространственным полем энерговыделения до выгорания $\sim 30 \text{ МВт} \cdot \text{сут}/\text{кг}$, после чего орган регулирования реактивности, расположенный в 1-м канале (рис. 4, б), начинает опускаться в активную зону и вводится в нее в течение 0,5 ч, вызывая быстрый переходный режим. Предполагалось также, что мощность реактора остается на прежнем уровне в результате компенсации введенной отрицательной реактивности (в расчете это делалось путем изменения концентрации борной кислоты в теплоносителе). Начальное и конечное радиальное пространственное распределение энерговыделения на половине высоты ТВС показано на рис. 4, а, где номера ТВС соответствуют рис. 4, б. Видно, что вокруг центрального канала (№ 1), в который вводится орган регулирования реактивности, отмечено значительное локальное снижение мощности (ТВС № 2). В других периферийных ТВС наблюдается незначительный ее рост, максимальный — в ТВС № 8. Поэтому для анализа динамики изменения радиоактивности ^{131}I негерметичные твэлы помещали в ТВС № 2 и 8.

Известно, что в зависимости от схемы перегрузки энергонапряженность твэла в процессе вы-



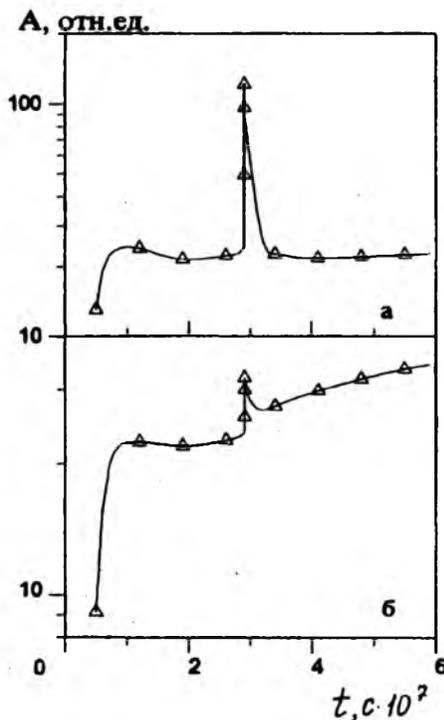
Р и с. 3. Расчетная с помощью кода VVERRAD (Δ) и измеренная радиоактивность ^{131}I (\circ) в теплоносителе в петлевых экспериментах [1] по снижению мощности негерметичного твэла ВВЭР-1000 с 50 до нуля кВт/м



Р и с. 4. Распределение относительного энерговыделения по ТВС (а) и расположение ТВС в расчетном секторе симметрии активной зоны (б)

горания может существенно уменьшаться. Так, максимальная температура твэла в конце кампании не превышает 1000 К [9]. Для приближения результатов расчетов к реальности их проводили с использованием зависимости энсргонапряженности от выгорания, представленной в работе [9]. Начальная энсргонапряженность соответствовала 25 кВт/м.

На рис. 5,а представлены итоги расчета радиоактивности ^{131}I для ТВС № 2. Видно, что на протяжении всей кампании радиоактивность теплоносителя почти постоянна, во время быстрого переходного процесса она резко



Р и с. 5. Радиоактивность ^{131}I в теплоносителе первого контура ВВЭР-440 в течение кампании, включающей переходный процесс за счет движения центрального органа регулирования реактивности

скачком возрастает. Дальнейший спад в данном случае определяется только распадом ^{131}I . Наблюдаемос в начале кривой плавное повышение радиоактивности ^{131}I обусловлено накоплением продуктов деления в топливе до формирования открытой пористости. После того как внутренние поры соединяются с поверхностью топлива, происходит выброс накопленных продуктов деления с повышенной скоростью. На следующем этапе наступает снижение скорости выхода и ее стабилизация на новом уровне в соответствии со скоростью диффузии ^{131}I к поверхности твэла и его радиоактивного распада.

В случае, когда негерметичный твэл находится в ТВС № 8 с положительным выбегом мощности, скачок радиоактивности ^{131}I имеет значительно меньшую амплитуду (рис. 5,б). Это объясняется тем, что в данной расчетной модели импульсный выброс обусловлен, в основном, сбросом накопленных продуктов деления поверхностью гранул (при термической деформации топливной матрицы). Поскольку при переходном процессе с повышением температуры увеличиваются размеры гранул и уменьшается межгранульное пространство, скорость диффузии снижается по сравнению со случаем, когда температура снижается и толщина пограничного слоя растет. В расчетной модели кода VVERRAD толщина межгранульного слоя входит в выражение для поверхностного коэффициента диффузии (согласно данным [4, 6]). Кроме того, с повышением температуры ускоряются процессы обратного растворения атомов ^{131}I в объеме гранулы [6]. Для названных процессов параметры моделей в VVERRAD были подобраны в соответствии с динамическими экспериментами [1], в которых также наблюдался значительно меньший скачок радиоактивности теплоносителя при увеличении мощности реактора по сравнению со случаем ее снижения.

Результаты расчетов показывают, что быстрые переходные процессы, обусловленные движением органа регулирования реактивности, могут приводить к значительному увеличению радиоактивности теплоносителя за счет выброса ^{131}I , накопленного в топливной матрице, в случае расположения негерметичного твэла в области локального возмущения. Это подтверждает актуальность подобных расчетных исследований. Возможности кода VVERRAD в решении подобных задач необходимо рассматривать как этап опробования исходной версии программы. Чтобы выйти на уровень зарубежных кодов, требуется детализация процессов выхода продуктов деления из негерметичной оболочки твэла. Необходима дальнейшая константная верификация кода, поскольку используемая в настоящей работе база реперных экспериментальных данных не достаточна и позволяет сделать только грубые оценки параметров, применяемых в коде детальных моделей.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Лузанова Л.М., Славягин П.Д. Выход радиоактивных продуктов деления из негерметичных твэлов на основе спеченной двуокиси урана: Препринт ИАЭ-3724/4, 1983.
2. Лузанова Л.М., Мигло В.Н., Славягин П.Д. Нормирование предельно допустимой разгерметизации оболочек твэлов ВВЭР и активности продуктов деления в теплоносителе. — Атомная энергия, 1993, т. 74, вып. 6, с. 491—497.
3. Коняшов В.В., Шококов Е.И. Выход радиоактивных продуктов деления из дефектных твэлов с оксидным топливом. Обзор. М., ЦНИИАтоминформ, 1987.
4. Matthews J., Wood M. A simple operational gas release and swelling model. — J. Nucl. Mater., 1980, v. 91, № 2/3, p. 241—256.
5. Van Vliet J., de Meulemeester E. General description and organization of COMETHE code. — Nucl. Engng Design, 1980, v. 56, p. 71—76.
6. Rest J. An improved model for fission product behaviour in nuclear fuel under normal and accident conditions. — J. Nucl. Mater., 1984, v. 120, p. 195—212.
7. SCDAP/RELAP5/MOD2. Code Manual. Code Structure, Systems Models and Solution Methods. EGG-2555, Idaho Falls, Sept. 1989.
8. Зизин М.Н., Шишков Л.К., Ярославцева Л.Н. Тестовые нейтронно-физические расчеты ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1980.
9. Щеглов А.С., Проселков В.Н., Бибилашвили Ю.К. и др. Теплофизические характеристики твэла ВВЭР-1000 5-го энергоблока Нововоронежской АЭС. — Атомная энергия, 1993, т. 74, вып. 5, с. 450—452.
10. Wood M, Matthews J. A simple operational gas release and swelling model. — J. Nucl. Mater., 1980, v. 91, p. 35—40.
11. Zimmermann H. Fission gas behaviour in nuclear fuels. — Ibid., 1978, v. 75, p. 154.
12. Turnbull J., Friskney C. The release of fission products from nuclear fuel during irradiation by both lattice and grain boundary diffusion. — Ibid., 1975, v. 58, p. 31—58.

Поступила в Редакцию 17.10.96

УДК 621.039.519

МИНИМИЗАЦИЯ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ПРИ ФУНКЦИОНИРОВАНИИ КРУПНОМАСШТАБНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ

Адамов Е.О., Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Муратов В.Г., Орлов В.В. (НИКИЭТ)

Современная ядерная энергетика России замещает в целом по стране лишь 3% потребления топлива и вряд ли может оправдывать затраты на существенное совершенствование ядерного топливного цикла [1, 2]. Ожидаемую в следующем веке потребность целесообразно реализовать за счет повышения ее мощности по крайней мере в 10 раз, стабилизировав на постоянном уровне сжигание органического топлива. Условием развития крупномасштабной ядерной энергетики является достижение необходимого уровня безопасности реакторов [3], а также приемлемых для населения качеств ЯТЦ, в том числе и при обращении с долгоживущими высокоактивными отходами [4]. С экологической точки зрения именно долгоживущие высокоактивные отходы являются объектом повышенного внимания в соответствии с правительственными программами SPIN во Франции [5], CURE в США [6], OMEGA в Японии [7] и др. Основное содержание упомянутых программ и возможной аналогичной отечественной программы можно свести к следующим операциям трансмутационного ЯТЦ: длительная контролируемая выдержка (~ 200 лет) долгоживущих высокоактивных отходов с соблюдением принципа радиационного или радиационно-миграционного баланса при их окончательном захоронении, выделение и полезное использование наиболее высокоактивных на начальном этапе выдержки ^{90}Sr , ^{137}Cs , трансмутация наиболее долгоживущих нуклидов из числа продуктов деления (^{99}Tc , ^{129}I) и актиноидов (^{241}Am и др.), необходимая для достижения радиационно-миграционного баланса сте-