

источника. Как видно из рис. 3, структура с одним уровнем несовместима с экспериментальными данными (величина χ^2 слишком велика), и только отбрасывание крайних значений M_ν (заштрихованные участки на рис. 2) в экспериментальной гистограмме дает разумную совместимость (пунктирные кривые на рис. 3). Кривая смещена к меньшим массам, однако не может быть совместима с нулевым значением массы при допустимом уровне достоверности.

В итоге, объединяя две кривые, соответствующие переходам в два (распад атомарного трития) и в одно (предельный случай) конечные состояния, авторы делают вывод о том, что существует указание на конечную массу нейтрино, которая находится в интервале 14—46 эВ с вероятностью 99%. Этот вывод является безмодельным, т. е. не зависит от предположения о схеме уровней H^3+ и, следовательно, от состава источника.

Итак, при измерениях с конкретным веществом источника (тритированным валином) сформулирован общий вывод о массе нейтрино, не зависящий от вещества источника. Это означает, что с каким бы веществом ни проводились измерения, полученные параметры массы нейтрино следует ожидать в указанном выше интервале. Авторы планируют проверить это заключение экспериментально, т. е. провести новые измерения с другим источником по более усовершенствованной методике, чтобы прийти к окончательному выводу о массе нейтрино.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Hanna G., Pontecorvo V. «Phys. Rev.», 1949, v. 75, p. 983.
2. Bergkvist K. «Nucl. Phys.», 1972, v. B39, p. 317.
3. Козик В. С. и др. «Ядерная физика», 1980, т. 32, с. 301.
4. Третьяков Е. Ф. «Изв. АН СССР. Сер. физ.», 1975, т. 39, с. 583.

Поступила в Редакцию 12.08.80

УДК 577.3

Экологические проблемы развития ядерной энергетики

ГЕРЖМАНСКИ Б. (Чешское Высшее техническое училище, Прага)

Мировое потребление электроэнергии за последние 10 лет возросло более чем на 50% [1], а в расчете на душу населения в среднем удвоилось за 30 лет. В будущем рост энергообеспеченности в значительной степени будет связан со строительством АЭС. Согласно прогнозу МАГАТЭ, их доля достигнет в 1985 г. 11—13% при мощности 350—400 ГВт (эл.), а в 2000 г. 17—20% при мощности 1500—1800 ГВт (эл.). Так как АЭС используют прежде всего в основной нагрузке, их доля в общей выработке электроэнергии будет еще больше. Эти тенденции вызывают необходимость оценки возрастающего влияния АЭС на окружающую среду.

При этом следует иметь в виду, что любая современная крупномасштабная деятельность человека отрицательно влияет на окружающую среду. Так, например, растущую за последние 30 лет смертность от рака легких (рис. 4) можно непосредственно связать с увеличением газообразных отходов химической промышленности, хотя нужно учитывать и другие факторы.

Ниже рассмотрено влияние ядерной энергетики на окружающую среду на следующих этапах ядерного топливного цикла (ЯТЦ):

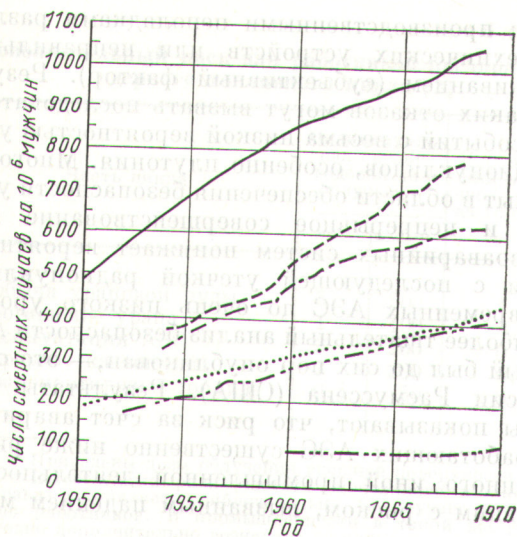
- добыча и обогащение руд;
- производство топливных элементов;
- эксплуатация реакторов;
- переработка топлива;
- складирование радиоактивных отходов;
- перевозка между предприятиями топливного цикла.

В этой статье анализируются специфические проблемы применения ядерной энергии, в частности получение и использование радиоактивных веществ.

Нормальная эксплуатация АЭС. В настоящее время доказано, что ионизирующее излучение канцерогенно и может вызывать генетические эффекты. Обычно предполагается линейная беспороговая зависимость между дозой излучения и частотой появления рака, независимо от мощности дозы. Согласно данным Консультативного Комитета США по биологическому действию ионизирующего излучения (BEIR), при хроническом (в течение всей жизни) облучении 1 млн. человек годовая эквивалентная доза 1 МЗв * (0,1 бэр) ежегодно вызывает 15—20 смертных случаев. Это значение можно использовать для расчетов риска ввиду того, что некоторые группы населения подвергаются хроническому воздействию газообразных и жидких выбросов АЭС или иным влияниям предприятий ЯТЦ.

Радиоактивные выбросы зависят от типа реактора и используемой системы их улавливания. Обычно в состав выбросов входят радиоактивные благородные газы (в основном ^{133}Xe), продукты активации (^{14}Ar , ^{14}C , ^{16}N и ^{35}S), пары трития, галогены и аэрозоли. Несмотря на то что мощность выброса ^{14}C весьма низка, этим долгоживущим радионуклидом (период полураспада 5730 лет) обусловлена значительная часть коллективной до-

* 1 Зв = 100 бэр.



Р и с. 1. Смертность от рака легких среди мужчин в некоторых западноевропейских странах, США и Индии [2]: — Великобритания (Уэльс); — Бельгия; - - - - ФРГ; ... - США; - - - - Франция; - · - · - - Индия (Нагпор)

зы. Подобно этому радионуклиду тщательного изучения требует нарастающая утечка трития (особенно в форме воды НТО).

Жидкие сбросы с АЭС содержат тритий, ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{131}I , ^{133}I и активированные продукты коррозии ^{51}Cr , ^{51}Mn , ^{58}Co , ^{60}Co .

Мощность выброса газообразных и жидких радиоактивных отходов АЭС в настоящее время настолько мала, что расчетное значение эквивалентной дозы излучения для ограниченных групп населения существенно ниже 5 мЗв/год — допустимой дозы, рекомендованной Международной Комиссией по радиационной защите (МКРЗ). Измерения вблизи некоторых современных АЭС показывают, что при нормальной работе реакторов эквивалентная доза излучения для населения в тысячу раз ниже указанной [3]. Поэтому можно предположить, что полностью развитая ядерная энергетика достигнет такого уровня безопасности, при котором эквивалентная доза излучения для ограниченных групп населения за счет нескольких АЭС при правильном размещении последних не будет превышать $0,05 \text{ мЗв/год}$ ($0,005 \text{ бэр/год}$). Эта доза, включающая как внутреннее, так и внешнее облучение, составляет $\sim 5\%$ годовой дозы естественного облучения. Если исходить из максимальных значений 20 случаев смерти от рака на 1 млн. чел. и 1 мЗв в год, то указанная доза означает один дополнительный случай смерти от рака на 1 млн. чел. соответствующей облучаемой группы. В сравнении со средним мировым частотой спонтанной смертности от рака ($1000\text{--}2000$ чел. на 1 млн. в год) это представляет статистически незначительный прирост $0,06\%$ [2].

Основными компонентами средней мировой поглощенной дозы излучения для населения являются:

радиоактивность почвы $0,3\text{--}0,7 \text{ мЗв}$ ($30\text{--}70$ мбэр);

космическое излучение $0,5 \text{ мЗв}$ (50 мбэр);

радиологическое обследование $0,5 \text{ мЗв}$ (50 мбэр);

телевидение до $0,1 \text{ мЗв}$ (10 мбэр);

циферблаты с люминесцентной краской до $0,02 \text{ мЗв}$ (2 мбэр);

АЭС $0,01 \text{ мЗв}$ (10 мбэр).

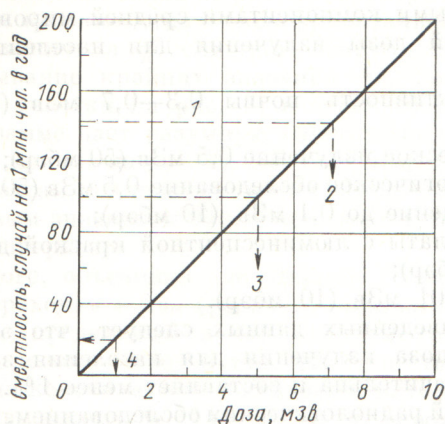
Из приведенных данных следует, что эквивалентная доза излучения для населения за счет АЭС незначительна и составляет менее 1% . Риск, вызванный радиологическим обследованием, в среднем на порядок выше и может быть сравним с естественным облучением. Доза за счет глобальных выпадений составляет $0,04\text{--}0,08 \text{ мЗв/год}$ ($4\text{--}8$ мбэр).

Влияние угольных теплоэлектростанций на окружающую среду. В литературе часто указывается, что радиационное воздействие угольных теплоэлектростанций (ТЭС) на окружающую среду бывает сильнее влияния АЭС. В обзоре [2] это положение доказывается на основе результатов подробного анализа взаимосвязи увеличения случаев смерти от рака и возрастающего загрязнения атмосферы.

В наши дни рак и болезни сердца вызывают почти 50% всех смертных случаев, и смертность от этих болезней все повышается. Многие вещества, загрязняющие окружающую среду, канцерогенны. К таким веществам, в частности, принадлежит бензпирен, который образуется в значительном количестве при сгорании угля и присутствует в выхлопных газах автомобилей. Анализ, выполненный в Англии и Уэльсе, показывает, что за год смертность от рака легких повышается на 142 случая на 1 млн. чел. и на 1 т топлива, израсходованного на душу населения. В сопоставлении с начальным значением 750 случаев в год на 1 млн. чел. это означает 19% -ный прирост, вызванный угольными ТЭС (прирост за счет АЭС составляет $0,06\%$). Как видно из рис. 2, влияние газообразных отходов угольных ТЭС на увеличение раковых заболеваний в данном случае эквивалентно дозе $7,1 \text{ мЗв/год}$ (710 мбэр), что в 140 раз выше, чем предполагаемый прирост за счет АЭС.

Хотя необходимо рассматривать приведенные заключения весьма критически, поскольку использованная расчетная модель имеет некоторые ограничения, видно, что риск рака легких, вызванного угольными ТЭС, на $1\text{--}2$ порядка выше аналогичного риска, вызванного эксплуатацией АЭС.

Другими видами влияния на окружающую среду являются отработанное тепло, отходы и отчуждаемые земельные площади. Как следует из табл. 1, сброс неиспользованного тепла АЭС с водо-



Р и с. 2. Сравнение риска возникновения рака, вызванного облучением и эксплуатацией угольной ТЭС: 1 — ТЭС, 1 т угля/год на душу населения; 2 — доза 7,1 мЗв в год (710 мбэр/год); 3 — допустимая доза МКРЗ 5 мЗв в год (500 мбэр/год); 4 — естественный радиационный фон 1 мЗв/год (100 мбэр/год)

водяными реакторами приблизительно на 50% выше, чем угольными ТЭС.

Аварии с выбросом радионуклидов. Как и во всех иных отраслях промышленной деятельности, в ядерной энергетической промышленности возможны дефекты, вызванные конструкционны-

ми или производственными неполадками различных технических устройств или неправильным обслуживанием (субъективный фактор). Результаты таких отказов могут вызвать последовательность событий с весьма низкой вероятностью утечки радионуклидов, особенно плутония. Многолетний опыт в области обеспечения безопасности установок и непрерывное совершенствование всех противоаварийных систем понижает вероятность аварии с последующей утечкой радионуклидов на современных АЭС до очень низкого уровня.

Наиболее тщательный анализ безопасности АЭС, который был до сих пор опубликован, — это отчет комиссии Расмуссена (США). Результаты этой работы показывают, что риск за счет аварии на 100 работающих АЭС существенно ниже риска, вызванного иной промышленной деятельностью, и сравним с риском, вызванным падением метеорита.

К выводам комиссии Расмуссена необходимо относиться критически по следующим причинам: результаты расчетов базируются на определенном технологическом уровне и конкретной компоновке АЭС; они отражают достигнутую степень развития техники безопасности и противоаварийных систем и их нельзя механически переносить на другие электростанции;

накоплено мало статистических данных о надежности крупных узлов и компонентов АЭС;

недостаточно исследованы некоторые явления, которые могли бы иметь место при крупной аварии (вид плавления активной зоны, теплопередача при аварийном охлаждении и др.);

ввиду ничтожной вероятности явлений комплексная экспериментальная проверка теоретических оценок практически невозможна.

Удивительно малое число аварий на эксплуатируемых ядерных установках свидетельствует о том, что безопасности АЭС уделялось большое внимание и что на ее усовершенствование затрачены крупные средства. Современная ядерная энергетическая промышленность отличается в 10 раз меньшей опасностью для персонала, чем иные источники энергии [4]. Вероятность аварий на АЭС с выбросом радионуклидов в окружающую среду настолько незначительна, что количественная их оценка практически невозможна.

Внешний топливный цикл. Влияние ядерной энергетики на окружающую среду в основном проявляется во внешней части ЯТЦ — на начальном (добыча и переработка урановых руд) и особенно на заключительном этапе, где происходит переработка облученного топлива и захоронение радиоактивных отходов.

Добыча и обогащение урановых руд. Радиоактивность горных пород, содержащих уран, вызывает повышенный риск для работников добывающей промышленности. Основным фактором радиационной опасности является радон, возника-

Таблица 1

Влияние различных типов электростанций мощностью 1000 МВт (эл.) на окружающую среду [1]

Тип влияния	Угольная ТЭС	АЭС		
		с водородным реактором	с высокотемпературным газовым реактором	с быстрым натриевым реактором
Отработанное тепло, ГВт	1,57	2,03	1,51	1,38
Газообразные отходы, т/год:				
SO ₂	45 000	1500 *	1200 *	—
NO	26 000	900	700	—
CO *	750	25	20	—
частицы	3 500	120	95	—
Отходы, м ³ /год	—	340	283	226
Радиоактивная зола	5 660	200 *	141 *	—
Радиоактивные отходы, ТБк/год **	—	83	74	74
Необходимая площадь, га:				
для шахты	80	5	3,6	0,01
для электростанции	120—160	30—60	30—60	30—60

* Отходы (газообразные и другие) рассчитаны по электрической энергии, необходимой для обогащения урана.

** Для перевода этих значений в Ки/год необходимо разделить их на $3,7 \cdot 10^{10}$.

Таблица 2

Дополнительный риск для работников предприятий ядерного топливного цикла [2]

Часть цикла	Индивидуальная средняя годовая доза облучения *		Дополнительный риск **, число случаев на 10 000 чел.
	мЗв	мбэр	
Добыча урановой руды	5	500	1
Обогащение урана	1	100	0,2
Эксплуатация АЭС	2	200	0,4
Переработка топлива	2	200	0,4
Транспортировка топлива	0,5	50	0,1

* Приведены дозы облучения внешней поверхности тела.
 ** Естественный риск (частота спонтанного возникновения рака) составляет приблизительно 15 случаев в год на 10 000 работников. В промышленности в такой же группе ежегодно дополнительно возникает 30 случаев смерти от рака, вызванного химикалиями.

ющий как продукт радиоактивного распада ^{226}Ra . Для уменьшения концентрации этого газа ниже допустимого уровня применяют искусственную вентиляцию, что содействует также понижению риска заболевания силикозом легких. При выполнении рекомендаций МКРЗ дополнительный риск составляет 1 смертный случай в год (табл. 2) на 10 000 работающих, что является существенным улучшением по сравнению с 1950—1969 гг., когда риск достигал 15 случаев в год на 10 000 работающих [2].

Добыча урановой руды, как и добыча угля, сопровождается опустошением окружающей среды, которое приблизительно пропорционально объему добытого материала. Если содержание урана в руде составляет $\sim 0,2\%$, то для эксплуатации водо-водяного реактора мощностью 1000 МВт (эл.) в течение года требуется 50 000—80 000 т руды. Значит, при предполагаемом сроке службы 30 лет необходимо добыть 1,5 млн. т руды, что соответствует 1,2 млн. м³ материала. Добытый объем, необходимый для обеспечения 30-летней эксплуатации угольной ТЭС такой мощности, будет в 50 раз выше.

Приблизительно 70% нуклидов, содержащихся в добытой руде в нерастворенном состоянии, остается в отвалах. По этой причине отвалы необходимо защищать от ветровой или водяной эрозии и исключить их употребление в качестве строительных материалов. Так как главным источником излучения является ^{226}Ra , активность добытого материала понижается очень медленно.

Сравнение влияния добывающей промышленности для обеспечения эксплуатации АЭС и угольной ТЭС одинаковой мощности свидетельствует в пользу ядерной энергетики: частота несчастных случаев со смертельным исходом в угольных шах-

тах в три раза выше, чем в урановых, и профессиональная заболеваемость среди шахтеров, добывающих уголь, значительно выше, чем в урановой промышленности.

Производство топлива. При производстве ядерного топлива главная потенциальная опасность обусловлена токсичностью фтороводородов и фторидов, употребляемых при получении UF_6 . В химической промышленности, однако, созданы и проверены надежные методы работы с этими веществами.

С повышением обогащения урана возрастает риск достижения сверхкритической массы, что требует применения методов обеспечения ядерной безопасности. Обедненный уран пока складировать в ожидании его использования на быстрых реакторах. Радиоактивность отвалов урана низка, но постепенно в нем накапливаются продукты распада. Некоторую опасность представляют ^{226}Ra и ^{222}Rn , однако они накапливаются весьма медленно и риск облучения можно понизить путем ограничения доступа в складские помещения.

Переработка топлива. В большинстве ядерных держав ЯТЦ до сих пор практически не замкнут. Более 30 лет назад переработка облученного топлива была освоена для экстракции плутония в военных целях из топлива с низким выгоранием (порядка сотен МВт·сут/т). Около 10 лет продолжалась разработка метода переработки топливных элементов из магноксов реакторов с выгоранием 3000—4000 МВт·сут/т. Приблизительно столько же времени потребовалось для перехода к переработке окисного топлива, выгорание которого на порядок выше магноксового. Из-за нерешенных проблем, связанных с высоким выгоранием топлива, нераспространением ядерного оружия и экономической нецелесообразностью мелких перерабатывающих заводов, до сих пор ни одно из государств не приняло однозначного решения о том, как поступать с отработавшим топливом. Такое топливо сначала хранится в течение нескольких месяцев непосредственно на АЭС в водяных бассейнах в целях его охлаждения. При выгорании 25 000 МВт·сут/т и удельной мощности 35 кВт/кг остаточное тепло, выделенное через 10 сут после выгрузки топлива из реактора, составляет 100 Вт/кг. Радиоактивность накопленных продуктов деления постепенно понижается и по истечении 100 сут тепловыделение уменьшается до 1 Вт/кг. Главный риск кратковременного хранения отработавшего топлива состоит в загрязнении воды бассейна при утечке радионуклидов из негерметичных твэлов и в возможности достижения критической или сверхкритической группировки.

На АЭС с водо-водяным реактором мощностью 1000 МВт(эл.) ежегодно образуется 35—50 т отработавшего топлива, что определяет необходимый объем работ по его регенерации. Согласно недавним оценкам [5], к 1985 г. количество накопленно-

го топлива достигнет 26 000 т. Хотя представляется возможным решить проблемы, возникающие при длительном хранении топлива в течение нескольких десятков лет (увеличение неплотности оболочек твэлов, коррозия, термическая и радиационная стабильность), создание таких хранилищ является только отсрочкой окончательного решения об осуществлении заключительного этапа ЯТЦ.

В пользу переработки топлива говорят не только экономика и ограниченность ресурсов, но прежде всего необходимость защиты окружающей среды. В облученном уране на 1000 МВт·сут выделенной энергии возникает ~3,6 кг продуктов деления, что составляет ~3% массы отработавшего топлива и ~5% всей энергии, выделяемой в ядерном реакторе. Большинство этих радионуклидов имеет малые периоды полураспада и распадается за время хранения выгруженного топлива на АЭС. Однако периоды полураспада многих продуктов деления составляют несколько месяцев и лет. Особо высокую радиационную опасность представляют ^{90}Sr и ^{137}Cs с периодами полураспада ~30 лет и значительной удельной активностью. Накопленный опыт свидетельствует, что переработка представляет собой надежный способ концентрирования радиоактивных продуктов деления в относительно малых объемах для временного хранения, в течение которого может быть разработан достаточно надежный метод окончательного захоронения радиоактивных отходов.

Успехи в развитии альтернативного метода длительного хранения целых непереработанных облученных твэлов являются весьма скромными. До сих пор не ясно, в какой форме было бы возможно длительно хранить такие твэлы, учитывая к тому же существенно возрастающие объемы топлива и наличие в нем плутония.

Следует отметить, что в ЯТЦ на перерабатывающие заводы приходится максимальная доля радиоактивного загрязнения окружающей среды. В жидких отходах низкой удельной активности содержится значительное количество трития. Серьезной проблемой являются газообразные выбросы радиоактивных аэрозолей и газов. ^{85}Kr с периодом полураспада 10,8 лет и тритий (12,3 года) на существующих перерабатывающих заводах удаляют в окружающую среду. Очевидно, что с развитием крупномасштабных заводов по переработке отработавшего топлива окажется необходимым улавливание этих радиоактивных газов. Удобным методом явится, вероятно, низкотемпературная ректификация.

Захоронение радиоактивных отходов. С точки зрения защиты окружающей среды самой серьезной проблемой является окончательное захоронение отходов высокой удельной активности, содержащих продукты деления урана. По опубликованным данным [1], объем таких отходов, накапли-

ваемых заводами по переработке, повысится к 1990 г. до 20 000 м³, причем они будут содержать 99% продуктов деления.

Отходы высокой удельной активности в жидкой концентрированной форме хранятся в баках с принудительным отводом тепла. Дальнейшей фазой должен быть перевод отходов в твердое состояние, так как хранение в такой форме является более надежным. Этот этап до сих пор еще не отработан в промышленном масштабе. Наибольшие преимущества имеет, по-видимому, остекловывание отходов и хранение их в водяном бассейне в контейнерах из нержавеющей стали в течение приблизительно 20 лет для снижения их остаточного тепловыделения до приемлемого уровня. В СССР остеклованные отходы на опытной установке заливают в контейнеры объемом 200 л и укладывают в вертикальные бетонные ячейки, охлаждаемые воздухом [6].

Последний этап состоит в окончательном захоронении отходов так, чтобы они были изолированы от окружающей среды и не могли проникнуть в биосферу в течение примерно тысячелетия.

Большие перспективы имеет захоронение отходов в глубинных стабильных геологических формациях. В СССР накоплен пятнадцатилетний опыт использования этого метода для захоронения отходов низкой и средней удельной активности. В ФРГ в течение нескольких лет используется захоронение таких отходов в старых соляных коях в Ассе. В США создается проект опытной установки WIPP и проводятся расчеты и эксперименты по захоронению отходов высокой удельной активности [7].

Транспортировка радиоактивных материалов. Важным элементом ЯТЦ является перевозка радиоактивных материалов между отдельными предприятиями, особенно перевозка отработавшего топлива и радиоактивных отходов, отличающихся высокой радиационной опасностью. С нарастанием ядерных мощностей необходимо принимать в расчет возрастающие объемы перерабатываемых материалов, увеличивающиеся расстояния и перевозки через несколько государств. Например, в рамках СЭВ будет необходимо транспортировать облученное топливо из отдельных стран — членов СЭВ на переработку в СССР.

Отработавшее топливо транспортируют в специальных контейнерах, оснащенных водяной или воздушной системой охлаждения и необходимой защитой. При нормальных условиях перевозок нетрудно удержать дозы облучения ниже максимально допустимых значений, хотя, кажется, будет необходимо часто чередовать транспортный обслуживающий персонал. Некоторый риск может возникнуть при транспортной аварии с повреждением контейнера и утечкой радионуклидов. Вероятность такой аварии можно существенно снизить, применяя транспортный контейнер, удовлетворяющий весьма строгим требованиям безопасности.

Предписанные испытания включают падение с высоты 9 м, падение на стержень с высоты 1 м, испытание огнем в течение 30 мин, погружение в воду и др. Герметичность контейнера не должна быть нарушена даже в ходе полномасштабного эксперимента по моделированию железнодорожной катастрофы.

Заключение. Начальный и средний этапы ядерного топливного цикла, т. е. добыча и переработка руд, обогащение урана, производство топливных элементов и нормальная эксплуатация АЭС не вызывают какой-либо серьезной опасности для окружающей среды. Сравнение показывает, что отрицательное влияние ТЭС, работающих на угле, значительно выше.

Вероятность аварии с выбросом большого количества радионуклидов на современных АЭС, оснащенных проверенными системами безопасности, значительно ниже вероятности аварии в других отраслях промышленности. Этот вывод справедлив, однако, только при бескомпромиссном учете тре-

бований безопасности уже в проекте АЭС, соблюдений строжайшей технологической дисциплины, обеспечивающей достаточную надежность всех компонентов, и постоянной работе по обучению персонала.

До сих пор не представляется возможным количественно оценить влияние перерабатывающих заводов на окружающую среду

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. El-Hinnawi E. In: Proc. Intern. Conf. «Nuclear Power and its Fuel Cycle», Salzburg, 2-13 May 1977, v. 7, p. 57.
2. Vohra K. «IAEA Bull.», 1978, v. 20, N 5, p. 35.
3. «Atomistika», 1978, N 1, p. 21.
4. Hill J. «Atom», 1978, N 257, p. 46.
5. Region Nuclear Fuel Cycle Centres IAEA. Vienna, 1977.
6. Фомин В. В. и др. «Атомная энергия», 1977, т. 43, вып. 6, с. 481.
7. «Nucl. Engng Intern.», 1978, v. 23, N 267, p. 31.

Поступила в Редакцию 13.11.79

УДК 621.039.515

Автоматическая система управления распределением мощности в энергетическом реакторе

ЕМЕЛЬЯНОВ И. Я., ЕПЕРИН А. П., АЛЕКСАКОВ А. Н., ПОДЛАЗОВ Л. Н., РЯБОВ В. И., ШЕВЧЕНКО В. В., ПОСТНИКОВ В. В.

Развитие ядерной энергетики как в Советском Союзе, так и за рубежом идет по пути увеличения единичной мощности энергоблоков АЭС. Это заставляет, с одной стороны, переходить к более высоким предельным тепловым нагрузкам элементов активной зоны, с другой — увеличивать геометрические и физические размеры реактора, что объективно приводит к снижению устойчивости энергораспределения, т. е. распределения мощности в таких реакторах.

Одним из путей повышения стабильности реакторов и улучшения их эксплуатационных свойств является оптимизация физических и термодинамических характеристик активной зоны, определяющих, в частности, пространственно-динамическую устойчивость энергораспределения. Это позволяет улучшить динамические свойства реакторов, однако полностью стабилизировать энергораспределение в реакторах мощностью 1000 МВт и более практически невозможно. Поэтому при организации управления для всех современных мощных реакторов необходимо учитывать возможность нестационарных искажений энергораспределения.

Увеличение предельных нагрузок элементов активной зоны и одновременный рост размеров и единичной мощности реакторов обусловили резкое возрастание роли и актуальности решения

проблемы пространственного управления мощными реакторами. Только при решении этой проблемы можно обеспечить требуемые эксплуатационные свойства, хорошее использование топлива, маневренность, надежность и безопасность реактора при разумных затратах на разработку и реализацию таких автоматических систем.

Все сказанное полностью относится к РБМК — самым мощным отечественным энергетическим реакторам, на базе которых в последние годы в основном наращиваются мощности ядерной энергетики в Советском Союзе.

Данная работа посвящена разработке и реализации основного узла общей структуры управления реакторами РБМК — быстродействующей системы автоматического управления общей мощностью реактора и стабилизации наиболее быстрых искажений энергораспределения.

Важнейший момент в формулировке задач управления реактором РБМК — расчетно-теоретические исследования пространственно-динамических свойств энергораспределения. Эти исследования, проведенные в период проектирования реактора, потребовали новых научно-методических разработок, специальных алгоритмов и программ расчетов. Первые результаты расчетов РБМК-1000, полученные в начале 70-х годов, показали, что изменение физических свойств активной зоны