

Суммарная установленная мощность электростанций Японии, млн. кВт

Тип электростанции	1970 г.	1975 г.	1980 г.	1985 г.	1990 г.
Гидро	18,93 (32%)	24,06 (21%)	33,38 (19%)	49,29 (20%)	60,31 (20%)
Тепловые	38,71 (66%)	83,70 (71%)	109,28 (63%)	127,14 (55%)	141,36 (47%)
Атомные	1,32 (2%)	9,44 (8%)	31,77 (18%)	60,0 (25%)	100,0 (33%)
Итого	58,96 (100%)	117,20 (100%)	174,43 (100%)	236,43 (100%)	301,70 (100%)

«Мицубиси» (для реакторов PWR), «Исикаваяма-Харима хэви индастриз» (для реакторов BWR), «Хитати» и «Тосиба». Хорошо оснащенные заводы этих фирм располагают машиностроительными мощностями, способными обеспечить производство оборудования для укомплектования АЭС суммарной мощностью до 10—12 млн. кВт/год.

Планы развития атомной энергетики выдвигают проблемы обеспечения ее ядерным горючим, переработки облученного горючего и захоронения радиоактивных отходов производства. Годовая потребность в U_3O_8 оценивается (в пересчете на металлический уран) в 4000 т в 1975 г., 8000 т в 1980 г. и 12000 т к 1985 г. Суммарное количество требующейся U_3O_8 к 1975 г. составит 16 тыс. т (по урану) и к 1980 г. возрастет до 48 тыс. т, а к 1985 г. до 99 тыс. т.

Корпорация по разработке энергетических реакторов и ядерного горючего PNC ведет исследования в области обогащения урана методом центрифугирования. В Токаяи сооружается завод по переработке облученного горючего производительностью (по металлическому урану) 210 т/год; ввод производства планируется в мае 1975 г. Ожидается, что этот завод удовлетворит потребность в переработке до 1980 г.

Новые установки

Лабораторная радиационная бета-установка

Лабораторная радиационная установка с источниками на основе ^{90}Sr , разработанная во ВНИИРТЕ (Всесоюзном научно-исследовательском институте радиационной техники), предназначена для облучения слоя толщиной не более 1 см, а также для отработки технологических методик дозиметрии высокоинтенсивного β -излучения.

Установка (см. рисунок) состоит из радиационной камеры, защитного корпуса (боковые стенки), верхней

и нижней крышек; размещена она на подвижной платформе (тележке). В комплект установки входит выносной пульт управления с контрольно-измерительной аппаратурой.

В верхней крышке смонтирован плоский облучатель (два взаимозаменяемых облучателя, рассчитанных на зарядку дисковыми β -источниками диаметром 38 или 87 мм), который в случае необходимости (для зарядки, замены источников, ремонта и т. д.) может выдвигаться

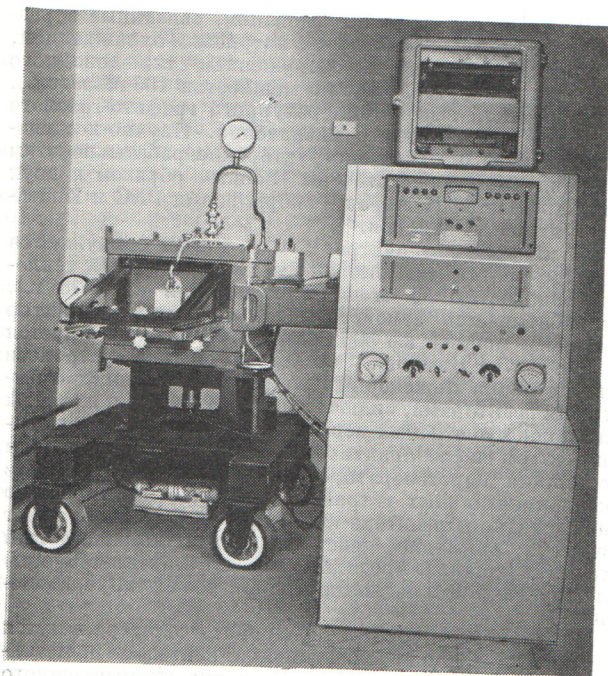
Ведутся серьезные исследования, связанные с разработкой быстрых реакторов с натриевым охлаждением, с проектированием и сооружением тяжеловодного реактора-конвертера «Фугэн» мощностью 165 Мвт (эл.), с разработкой высокотемпературного графито-газового реактора многоцелевого назначения. Научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы по этим направлениям сосредоточены главным образом в двух государственных центрах — корпорации PNC и Институте атомной энергии.

В инженерном центре PNC в Оарай сооружается реактор-прототип на быстрых нейтронах «Дзёё» тепловой мощностью 50 Мвт (пуск намечен на 1975 г.), разрабатывается демонстрационный быстрый реактор «Мондзю» мощностью 300 Мвт (эл.) (ввод планируется в 1980 г.). Комплекс исследовательских устройств для изучения инженерных вопросов, связанных с быстрыми реакторами, включает натриевые петли и стенды для полномасштабных испытаний основного оборудования, в том числе практически законченный стенд для испытаний парогенераторов мощностью 50 Мвт. Из экспериментальных устройств центра по исследованию тяжеловодного реактора-конвертера в Оарай обращает на себя внимание действующий полномасштабный стенд (28 каналов, представляющих 1/8 активной зоны) для изучения безопасности при разрывах труб давления.

Разработки высокотемпературного реактора ведутся в Институте атомной энергии применительно к металлургическому производству. Создание промышленного атомного комплекса, по оценкам японских специалистов, возможно в 1985—1990 гг. На первой стадии предусматривается сооружение к 1980 г. демонстрационной установки для отработки как собственно реактора, так и технологии получения восстановительного газа и испытаний гелиевой турбины. В качестве источника тепла предполагается использовать высокотемпературный реактор с гелиевым охлаждением тепловой мощностью 50 Мвт (температура газа на выходе 1000° С, конструкционные материалы активной зоны на основе графита).

Ознакомление с работами, проводимыми в Японии в области атомной энергетики, а также интерес, проявленный деловыми кругами и специалистами к советской делегации, показали, что имеется широкий круг вопросов, представляющих взаимный интерес для сотрудничества в деле мирного использования атома.

МАРКОВ Ю. В.



Лабораторная радиационная бета-установка.

из крышки по направляющим. Объект для облучения монтируется на поддоне, выдвинутом по направляющим в нижней крышке установки. Мощность поглощенной дозы в объекте регулируется при помощи механизма, плавно перемещающего объект в вертикальном направлении и позволяющего изменять расстояние между объектом и облучателем с фиксацией требуемого положения в пределах перемещения.

Установка снабжена системой радиометрического контроля, технологическими каналами для транспортировки в камеру облучения газообразных продуктов, устройствами автоматической блокировки необходимых узлов (облучателя, технологической щели и др.). Основные технические характеристики:

Максимальная активность облучателя (для источников ИРУС-2), <i>расп/сек (кюри)</i>	1,55 · 10 ¹⁴ (4200 по ⁹⁰ Sr)
Размеры плоского облучателя, <i>м</i>	0,25 × 0,46
Изменение мощности поглощенной дозы, <i>вт/кг (рад/сек)</i>	от ~ 10 ⁻¹ до нескольких единиц (от ~ 10 до нескольких сотен)
Изменение расстояния от облучателя до объекта, <i>м</i>	0,03—0,22
Максимальная толщина облучаемых материалов (твердых, жидких, смесей), <i>м</i>	до 0,01
Максимальные размеры облучаемых материалов, <i>м</i>	0,25 × 0,40
Автономная толщина (по свинцу) биологической защиты от излучения, <i>м</i>	0,1
Стандартный источник излучения	ИРУС-1 * или ИРУС-2 *
Размеры установки с тележкой, <i>м</i>	1,45 × 1,15 × 1,25
Объем камеры облучения, <i>л</i>	19
Вес, <i>кг</i>	2000
Условия работы установки:	
температура окружающей среды, °С	25 ± 10
относительная влажность, %	70
Давление, <i>мм рт. ст.</i>	750 ± 30
Питание установки от электросиловой сети, <i>в</i> (при потреблении электроэнергии, <i>квт</i>)	220; 380 ± 10% (~0,5)
Частота, <i>гц</i>	50 ± 1

* Серийные источники β-излучения, изготавливаемые в соответствии с ТУИ-119—69 (источники β-излучения типа ИРУС).

Установка надежна, малогабаритна, транспортабельна, приспособлена для работы в лабораторных помещениях, обеспечена системами, гарантирующими радиационную и общую безопасность при эксплуатации. Мощность поглощенной дозы β-излучения варьируется в достаточно широком диапазоне (примерно на два порядка).

КУМИРОВ А. Л., ТЕРЕНТЬЕВ Б. М., ОСИПОВ В. Б., ПОВАЛИХИН Н. С., ШАХ Г. Г.

Рецензии

Атомной энергетике—XX лет. Под ред. И. Д. Морхова. М., Атомиздат, 1974 г., 25 л.

Пуск в 1954 г. Первой в мире АЭС был началом нового направления в энергетике не только СССР, но и во всем мире — ядерной энергетике. Разразившийся в западных странах энергетический кризис с особым вниманием заставляет обратить взоры на развитие ядерной энергетике, вовлекшей в сферу полезного использования принципиально новый и высокоэффективный энергоноситель — уран и другие делящиеся тяжелые элементы.

Идея советских ученых, реализованная в 1954 г. пуском небольшой АЭС мощностью всего 5000 *квт*, к настоящему времени воплотилась в десятках действующих во всем мире АЭС, в сотни миллиардов киловаттчасов вырабатываемой ими ежегодно электроэнергии.

Книга написана большим авторским коллективом. Перспективы ядерной энергетике рассматриваются только в одной главе. Это оправдано, так как историческая роль, конструкция и работа Первой АЭС за 20 лет неоднократно освещались как в отечественной, так и зарубежной литературе.