

воды в основном используют в системе оборотного водоснабжения для подпитки контуров и технологических нужд. На некоторых АЭС дебалансная часть очищенных вод с удельной активностью не выше допустимой концентрации (ДК) для воды открытых водоемов сбрасывается в хозяйственную канализацию АЭС или сбросной канал. Сброс таких вод осуществляется после дозиметрических измерений из контрольных емкостей. Воды сапропускников и спецспрачечной с удельной активностью не выше ДК сбрасываются в хозяйственную канализацию после дозиметрического контроля в промежуточной емкости. В случае превышения ДК эти воды направляются на очистку и только после этого сбрасываются с дебалансными водами. Суммарный сброс активности с дебалансными водами ничтожен (не более 300 мКи/год без трития), сброс трития не превышает 250 Ки/год. Объем сухих отходов с мощностью дозы γ -излучения до 5 мкР/с достигает 200 м³/год ($1 \text{ P} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}$).

Радиационная обстановка во внешней среде АЭС контролируется на расстоянии до 12—15 км. При столь невысоких выбросах в атмосферу (3—30 Ки/сут по радиоактивным газам и менее 10^{-3} Ки/сут по изотопам иода) воздействие серийных АЭС с ВВЭР-440 на окружающую среду практически отсутствует [1—3]. Измерения показывают, что плотность радиоактивных выпадений в районе размещения АЭС, концентрация радиоактивных аэрозолей (в среднем за год по суммарной активности) и их радионуклидный состав соответствуют глобальным. Гамма-фон не превышает среднее по каждой стране значение и составляет 7—11 мкР/ч, не убывая по мере удаления от АЭС [1—3].

Не удается зафиксировать повышенное над фоновым содержание каких-либо радионуклидов в почве, растениях и злаках [$(5-7) \cdot 10^{-9}$ Ки/кг сырой массы]. Содержание изотопов иода в молоке коров в пастбищный период не превышает $(1,0-1,3) \cdot 10^{-12}$ Ки/л [2]. В воде открытых водоемов (озера, реки) суммарная β -активность также не превосходит фоновых значений —

$10^{-11} - 3 \cdot 10^{-12}$ Ки/л, в донных отложениях $(5-10) \cdot 10^{-9}$ Ки/кг сырой массы, а в рыбе — $(2-6) \cdot 10^{-9}$ Ки/кг сырой массы. Эта активность в основном обусловлена ⁴⁰K, ⁹⁰Sr ($5 \cdot 10^{-12} - 3,4 \cdot 10^{-10}$) и ¹³⁷Cs ($10 \cdot 10^{-12} - 5,5 \cdot 10^{-10}$ Ки/кг).

Таким образом, оценка доз облучения населения, проживающего в районе АЭС, может быть получена расчетным путем с учетом выбросов во внешнюю среду и жидких сбросов и измерениями на местности [1]. Расчетная проектная и фактическая дозы внешнего и внутреннего облучения населения в районе АЭС с ВВЭР-440 отличаются на 2—3 порядка и намного ниже допустимого значения. Эксплуатация серийных блоков АЭС с ВВЭР-440 доказала их надежность и достаточно высокие эксплуатационные характеристики с точки зрения обеспечения радиационной безопасности обслуживающего персонала и населения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Воронин Л. М., Волков А. П., Козлов В. Ф. — Атомная энергия, 1976, т. 41, вып. 4, с. 235; Гусев Н. Г. — Там же, с. 254.
2. Дичев Г., Георгиев Б., Хитов Г. — Энергетика, 1979, бр. 10, с. 27.
3. Штрайгер В. и др. Организация безопасности и результаты контроля радиационной защиты на АЭС в Грейфсвальде. Доклад на семинаре СЭВ. Рейнсберг, ГДР, 1976.
4. Нормы радиационной безопасности. НРБ — 76. М., Атомиздат, 1978. Сборник от правильницы, народби и правила та за безопасна работа с радиоактивни вещества и другие източници на йонизиращи излъчения. София, 1975.
5. Волков А. П. и др. Дозы облучения персонала Кольской АЭС в период эксплуатации и ремонта оборудования и пути их снижения. Докл. на совместном сов.-англ. симп. «Эксплуатация атомных электростанций». М., 1977.
6. Martin A. — Nucl. Engng Intern., 1977, v. 22, № 252, p. 32; Pohl R. — Ibid., 1979, v. 24, N281, p. 36; Mehl J. — Kerntechnik, 1978, Bd 20, № 5, S. 221; Хандамиров Ю. Э. — Атомная техника за рубежом, 1979, № 1, с. 16.
7. Козлов В. Ф. Справочник по радиационной безопасности. Изд. 2. М., Атомиздат, 1977.

Поступила в Редакцию 20.05.80

УДК 621.039.526

Развитие научно-технических основ энергетических быстрых реакторов

Троянов М. Ф.

Современный этап работ по быстрым реакторам характеризуется прежде всего интенсивным накоплением опыта их эксплуатации. В нашей стране уже эксплуатируются БН-350 и БН-600, во Франции — «Феникс», в Великобритании — PFR. Реактор БН-600, запущенный 8 апреля 1980 г., в сентябре 1980 г. достиг номинальной мощности первого периода эксплуатации.

Реакторы БР-10, БОР-60 в нашей стране, «Рапсоди» во Франции, ЕВР II в США, КНК II в ФРГ, «Дзёе» в Японии успешно используются для проведения обширной программы исследований по всем аспектам технологии быстрых реакторов с натриевым охлаждением. В 1980 г. достиг критичности реактор FFTF в США, обладающий большими экспериментальными возможностями.

Все действующие быстрые реакторы имеют натриевое охлаждение. Как отмечено в документах программы международной оценки ядерного топливного цикла (МОЯТЦ), этот тип быстрого реактора «представляет собой наиболее развитый тип быстрых реакторов, главным образом потому, что он лучше всего соответствует современному уровню техники и легко допускает возможные в будущем улучшения. Высокая плотность тепловыделения в активной зоне быстрых реакторов требует использования соответствующего теплоносителя. Натрий оказался хорошим теплоносителем, и низкое давление его паров делает возможным работу с давлением в первичном контуре не более 7—8 ат» [1].

Концепция быстрых реакторов, охлаждаемых натрием, получает свое дальнейшее развитие в проектах более мощных реакторов: БН-1600 и БН-800 в Советском Союзе, «Суперфеникс» мощностью 1200 МВт (строится, пуск намечен на 1983 г.) во Франции, CDFR в Великобритании и др.

Переход к созданию мощных серийных реакторов на основе полученного опыта эксплуатации выдвигает новые задачи развития программы научных исследований. Многие общие вопросы разработки быстрых реакторов уже рассматривались ранее [2—7].

В настоящей статье не ставилась задача доказательства необходимости быстрых реакторов в ядерной энергетике. Детальные современные прогнозы развития ядерной энергетике в мире и соответственно роли быстрых реакторов рассмотрены в документах МОЯТЦ [1]. Один из выводов этой программы гласит: «Системы, включающие в себя реакторы-размножители на быстрых нейтронах с достаточным коэффициентом воспроизводства ядерного топлива, в частности комбинированные реакторные системы, использующие реакторы-размножители и тепловые реакторы, могут, конечно, обеспечить развертывание ядерной энергетике для всех практических целей, не зависящее от ограничений в поставках урана» [7].

Здесь же дадим сжатую характеристику основных научно-технических результатов и задач в свете разработки мощных серийных быстрых реакторов.

Ядерные константы и физика реакторов. В настоящее время многие потребности в ядерных константах формулируются с достаточной обоснованностью, поскольку аппарат обобщенной теории возмущений [8, 9] позволил связать основные реакторные функционалы с групповыми константами, применяемыми в расчетах. Вследствие этого требования к необходимой точности знания реакторных характеристик формализованным образом могут быть преобразованы в требования к ядерным константам в их групповом представлении [9].

Таблица 1

Точность измерений некоторых констант, необходимых для расчета быстрых реакторов (67%-ный уровень достоверности) в различных энергетических интервалах

Характеристика	E, кэВ	Точность, %	
		требуемая	достигнутая
σ_c^8	1—100	2	4—8
σ_f^9/σ_f^5	20—1000	1,5	2—4
$\alpha^9 = \sigma_c^9/\sigma_f^9$	1—100	5	8
ν^9	1—1000	0,5	1
$\sigma_c^{\text{оск}}$	100	7	≥ 20
$\sigma_c^{\text{ст}}$	100	10	≥ 20
σ_f^{41}	5—100	4	10
σ_c^{41}	5—100	10	20

В результате большой работы, выполненной как советскими, так и иностранными специалистами, имеется достаточно полный перечень потребностей в ядерных данных и их необходимой точности [10], которая обуславливается главным образом принятыми требованиями к точности определения коэффициента размножения $k_{\text{эф}}$ в 1 % и коэффициента воспроизводства КВ в 2 %. Часть требований к ядерным данным возникает и из других реакторных характеристик. Требования к ядерным данным оказываются довольно жесткими, и пока далеко не все из них могут быть удовлетворены (табл. 1).

Хотя в последнее время и достигнуты определенные успехи в измерениях многих констант и оценке экспериментальных данных (последнее обстоятельство состоялось на Всесоюзной конференции по нейтронной физике в Киеве в сентябре 1980 г.), нельзя рассчитывать на полное удовлетворение всех потребностей только за счет более точных измерений на все более дорогих и сложных установках. Безусловно, результаты новых измерений дадут возможность заполнять пробелы в знаниях констант. Так, сейчас наименее изучены константы продуктов деления, высших изотопов плутония, трансплутониевых элементов, сечения реакций, приводящих к образованию ^{238}Pu , ^{232}U и других изотопов, влияющих на технологические процессы в топливном цикле.

Окончательная проверка и корректировка основных сечений выполняется с помощью интегральных экспериментов на критических сборках. В Физико-энергетическом институте на критических сборках БФС, КОБРА, БР-1 выполнены обширные исследования простых размножающих сред с различным составом и спектром нейтронов.

Важно было выявить все погрешности измерений и найти поправки для приведения сборок к адекватной расчетной модели. Следует сказать, что эта работа потребовала значительных усилий как в совершенствовании экспериментальной техники, так и в методологии учета поправок и погрешностей [11, 12]. В результате получен представительный набор оцененных данных по коэффициентам размножения, отношениям средних по спектру сечений различных реакций, отношениям эффектов реактивности. Его хорошо дополняют аналогичные иностранные данные.

Разработанные алгоритмы «подгонки» данных позволили получить групповые константы «Оскар-76» [9, 12]. Алгоритмы статистического «переноса» дали предсказания погрешностей расчета характеристик энергетического реактора по результатам интегральных экспериментов [13]. С учетом интегральных данных путем сверки с ними, но без автоматизированной «подгонки» получена новая, применяемая сейчас при расчетах быстрых реакторов система БНАВ-78 [14, 15].

Работы по совершенствованию констант для расчетов будут еще занимать большое место в физике реакторов. Кроме измерений и оценки данных, уточнений и дополнений библиотек данных, требуется иметь групповые константы с существенно большим числом групп, необходимо совершенствовать алгоритмы и программы получения групповых констант, требуется развивать негрупповые методы расчета с обращением к детальным ядерным данным и др.

Методы расчета реакторов в простой геометрии развиты достаточно хорошо. В центре внимания сейчас находятся разработки эффективных расчетных методов, полнее учитывающих реальную геометрию реактора и наличие областей с резко различными свойствами, с зонами, имеющими переходные спектры. Успешным оказался опыт создания сложных оптимизационных комплексов, включающих в себя физический, теплогидравлический, а иногда и экономический расчетные блоки с их взаимосвязями [16, 17].

Важнейшие характеристики БН-350 достаточно хорошо описаны методами расчета быстрых реакторов в совокупности с применяемыми константами. Не возникло каких-либо неожиданностей и при пуске реактора БН-600. Однако надо иметь в виду, что модели этих реакторов подвергались тщательному изучению на критических сборках, для этого использовались сначала стенд БФС-1, а затем БФС-2.

Моделирование на критических сборках является самостоятельным и практически важным направлением совместной работы физиков-проектировщиков и физиков-экспериментаторов. Методология моделирования должна интенсивно развиваться и дальше, так как размеры реакторов увеличиваются и моделировать их в полном

масштабе становится все дороже, и вместе с тем модели должны давать возможность изучать реакторы с плутониевым топливом. Важным средством проверки используемых констант и методов расчета являются физические эксперименты непосредственно на реакторах. Такие характеристики, как температурный и мощностной эффекты реактивности, эффект выгорания, могут быть измерены только непосредственно на реакторе. Кроме того, ценность измерений в реальных условиях критических параметров, эффективности стержней управления, пространственно-энергетического распределения нейтронов несравненно выше по сравнению с измерениями на критических сборках.

Особый интерес представляют эксперименты по анализу изменения изотопного состава топлива, по облучению и последующему изучению образцов с хорошо известным начальным изотопным составом. Такие эксперименты, дающие сведения о реальном коэффициенте воспроизводства или накопления плутония при урановой загрузке, проводятся на БН-350 и БОР-60, предполагаются и на БН-600.

Работы по ядерным данным проводятся совместно со специалистами Болгарии, Венгрии, Румынии, ГДР, по физике реакторов с ЧССР, ГДР и Францией.

Теплофизика и гидродинамика. В 60-х гг. была достаточно полно изучена теплоотдача к жидким металлам в каналах разного сечения. Техника микротермопар и методология теплового моделирования позволили хорошо исследовать теплообмен в пучках ТВС. Значительная работа была проведена по изучению тепло- и массообмена между отдельными каналами при течении натрия в межтвэльном пространстве. При больших подогревах в активной зоне, свойственных быстрым реакторам, эффект межканального перемешивания обуславливает заметные поправки к температурному полю топливных элементов особенно для тех кассет, которые имеют значительную разницу тепловыделения вблизи противоположных граней.

Межканальный обмен исследовали, применяя миниатюрные электромагнитные измерители скорости и микротермопары. С помощью тонкой экспериментальной техники были измерены и подробно изучены продольная и поперечная составляющие скорости теплоносителя, связанные с действием спиральной дистанционирующей проволоочной навивки. Одновременно проведены аэродинамические продувки увеличенных моделей ТВС и получены данные о закономерности распределения средних и мгновенных скоростей, а также экспериментальные данные, необходимые для расчета коэффициентов перемешивания и теплового взаимодействия в межтвэльном пространстве [18]. Значение учета межканального перемешивания (например, для ТВС со средним подогревом 170°) можно видеть из табл. 2.

Таблица 2

Превышение температуры натрия над средним подогревом (170°) ТВС, °С

Условия течения	Мощность на 10% больше средней		Плотное сжатие трех твэлов по всей длине в пределах допусков		Неравномерность тепловыделения по кассете $\frac{q_{\text{макс}}}{q_{\text{ср}}} = 1,4$
	одного твэла	трех твэлов	внутренних	периферийных вблизи чехла	
Без перемешивания	17	51	26	182	82
С перемешиванием	5	14	3	21	48

В последнее время значительное внимание уделено теплообмену в кассетах с нарушениями правильных геометрических характеристик. Эти исследования важны для учета смещений при реальных допусках, а также для прогнозирования развития аварийных ситуаций.

Экспериментальные работы по изучению полей скорости и температуры в искаженных решетках твэлов выявили большие сложности в обобщении материала. Наиболее целесообразно, по-видимому, использовать эти данные для проверки расчетно-теоретических моделей. В частности, рассмотрение течения и теплопереноса в модели неоднородного пористого тела с тепловыделением оказывается вполне успешным при изучении «сильных» возмущений типа блокировки проходного сечения [19, 20].

Исследования теплообмена в кассетах быстрых реакторов проводятся совместно со специалистами ЧССР. Для будущих реакторов, несомненно, наиболее актуальными будут задачи теплообмена в сборках с различными неоднородностями, исследования температурных режимов в нестационарных и аварийных условиях. Должно быть обращено большое внимание на изучение условий перегревов твэлов и на разработку рекомендаций по выравниванию их температурных режимов. Весьма важными представляются методы полного расчета всей активной зоны с учетом реальной картины распределения тепловыделения, изгибов ТВС под действием температурных градиентов и градиентов нейтронного потока, т. е. речь идет о создании математической модели, следящей за всей активной зоной (и зоной воспроизводства) в процессе работы и включающей в себя гидравлику, температурные условия, механические напряжения и деформации под действием всех факторов.

В теплофизических исследованиях значительное место отводилось изучению теплообменников натрий — натрий между первым и вторым конту-

рами. Наиболее существенны вопросы гидродинамики входной и выходной части по межтрубному пространству, где течет натрий первого контура, и имеет место сложное смешанное продольно-поперечное течение теплоносителя.

Течение теплоносителя в теплообменнике БН-600 изучали на воздушной и на жидкометаллической (меньшей по сравнению с воздушной) моделях [21]. Эти эксперименты, помимо прямых ответов на вопросы конструирования, позволили проверить различные численные методы расчета сложных течений. Аналогичные вопросы изучали и применительно к течению натрия в парогенераторах. В этой области теплофизики и гидродинамики сейчас важно исследовать реально действующие конструкции теплообменников и парогенераторов, провести анализ температурных полей и вызываемых ими температурных стационарных и нестационарных напряжений. Важными являются исследования режимов частичной мощности и слабой циркуляции натрия, вплоть до естественной, а также режимов аварийного расхолаживания.

Как и для активной зоны, на первый план выдвигаются задачи комплексного рассмотрения гидродинамических, теплообменных и термомеханических условий работы теплообменных аппаратов в номинальных и в особых, отличающихся от номинальных, условиях: при нестационарных режимах, аварийных ситуациях, с исключенными из теплообмена частями поверхности (например, при частично заглушенных трубках) и т. д.

Весьма актуальны и практически необходимы исследования течения и теплообмена в больших затесненных объемах, где возможны расслоения, где могут возникать непредвиденные местные токи и течения. Для больших реакторов с интегральной компоновкой первого контура это имеет особенно важное значение.

Нельзя не сказать и о пароводяной стороне парогенераторов натрий — вода. Сейчас уже достаточно хорошо изучены режимы течения двухфазного потока, разработаны рекомендации по расчету гидравлических сопротивлений и теплоотдачи в различных режимах. Тщательно изучены режим ухудшенной теплоотдачи, кризис теплоотдачи, пульсации температур в переходной области. Часть этих работ также выполняется с участием специалистов ЧССР. Важное значение имеют исследования по фазовой структуре слабо перегретого пара, по содержанию и распределению в нем капель жидкости.

Еще недостаточно изучена динамика и устойчивость потока пароводяной смеси в параллельно включенных трубках. Исследования теплофизики и гидродинамики тесно переплетаются с вопросами термомеханических нагрузок, с определением долговечности конструкций и узлов в условиях переменных нагрузок. Как и во многих других

разделах науки, связанной с быстрыми реакторами, в вопросах теплообмена и гидродинамики на первый план выдвигаются задачи комплексного характера, требующие совместной работы различных специалистов.

Технология натрия. Требования к качеству исходного натриевого теплоносителя для реакторов регламентируются специально разработанными техническими условиями. Аналитическая химия натрия развита хорошо. Более сложным является представительный пробоотбор, который необходим для проведения исследований, но не обуславливается требованием технологии натрия вообще, хотя и в этом случае речь идет в настоящее время скорее об усовершенствовании, а не об отсутствии методик и устройств для отбора проб.

Пуск БН-600 доказал реальность промышленного производства высококачественного натрия (для этого реактора изготовлено ~2000 т). Успешным был опыт транспортировки натрия в железнодорожных цистернах с защитой аргоном.

Чистота натрия в процессе эксплуатации достаточно хорошо контролируется по температуре закипания малых отверстий (пробковые индикаторы [22]). Однако этот очень полезный прибор нуждается в доведении его до промышленного образца с автоматической регулярной записью показаний. Такой работой занимаются советские и польские специалисты. Температура закипания не является однозначной характеристикой содержания в натрии кислорода. Для раздельного определения различных примесей перспективны гальванические ячейки с твердым электролитом [23].

В зависимости от параметров ячейки и вида электролита могут быть созданы приборы для определения кислорода, водорода, углерода. Такие работы ведутся совместно со специалистами ГДР и ЧССР, можно отметить вполне успешный опыт испытаний ячеек для определения кислорода на радиоактивном натрии первого контура БР-10, а также испытания ячеек на БОР-60. Развитие этого направления будет состоять в достижении длительных ресурсов ячеек и создании автоматизированных систем контроля.

В технологии натрия значительное место занимает изучение вопросов развития течей воды в натрий в самых различных условиях: в зависимости от температуры натрия, материала трубки, места течи в парогенераторе. Изучение закономерностей развития течей позволяет формировать меры защиты парогенератора, определять требования к приборам контроля и, в конечном счете, спроектировать систему защиты парогенератора от течей. Детально эти вопросы обсуждаются в работе [24].

Важнейшей задачей является создание и промышленное изготовление высокочувствительных и надежных приборов контроля попадания воды

в натрий второго контура при нарушениях плотности парогенераторов. Контроль диффузии водорода из натрия через никелевую мембрану, регистрация гидродинамических явлений при попадании пузырей газа в натрий, акустические явления при течах, контроль водорода в газовой полости — эти методы в той или иной степени опробованы не только на стендах, но и на БОР-60, БН-350, БН-600. Примером испытания различных систем обнаружения протечек воды в натрий может служить совместная работа специалистов СССР и ЧССР по исследованию этого явления на микромодульном парогенераторе ЧССР, работающем на БОР-60 [25]. Опыт эксплуатации БН-600 показал, что при оперативном обнаружении протечки воды в одной из моделей секционированного парогенератора можно на ходу локализовать эту протечку, отключить секцию, не отключая всю петлю и даже не снижая мощности реактора.

Будущие реакторы должны оснащаться комплексной автоматизированной системой контроля протечек воды в натрий со сбором и анализом информации от всех приборов контроля с разными принципами индикации течей. Кроме того, сама конструкция парогенератора должна учитывать требования систем контроля течей.

Динамика поведения примесей в натрии в реальных контурах, по-видимому, потребует более пристального внимания. Так, фоновое содержание водорода зависит от количества различных растворенных примесей в металле стенок трубок парогенератора, от проникновения в натрий через стенку водорода, образующегося в результате коррозии трубок со стороны воды, от химической обработки и подготовки питательной воды.

Для контроля температуры, расхода, давления, уровня натрия используются различные приборы, в том числе и хорошо зарекомендовавшие себя в эксплуатации. Однако для таких приборов, как уровнемеры, требуется более высокая надежность. Общей задачей является обеспечение метрологической аттестации приборов контроля состояния натрия.

Поддержание необходимой чистоты натрия по основным примесям достигается холодными ловушками, достаточно хорошо отработанными к настоящему времени [26].

Большой опыт по технологии радиоактивного натрия накоплен на БР-10, БОР-60 и БН-350. Систематически изучаются закономерности распространения по контурам радиоактивных загрязнений, возможности их направленной концентрации, очистка загрязненных сред (натрия и инертного газа) от продуктов деления. Изучаются распространение трития, источником которого является деление топлива, некоторые ядерные реакции на боре и примесях, содержащихся в натрии и топливе. Для отмывки оборудования, в том числе ТВС, от остатков натрия разработана парогазовая

технология, которая успешно и неоднократно применялась. Однако поиск усовершенствования технологии не прекращается, и экспериментальные работы в этом направлении будут продолжаться.

Специфическими и важными являются вопросы тушения возгоревшегося натрия. Необходимы разработка и испытания новых средств тушения, исследования распространения аэрозолей, содержащих продукты горения, разработка высокоэффективных аэрозольных фильтров.

Конструкционные материалы реактора и теплообменного оборудования. Натрий реакторной чистоты малоагрессивен по отношению к основным конструкционным материалам [27] и не является поверхностно-активной средой [28].

Для корпуса реактора, многих внутрикорпусных конструкций, трубопроводов, теплообменников натрия — натрия используется хорошо изученная аустенитная сталь 1X18Н10. При соблюдении низкого содержания примесей в натрии и защитном инертном газе эта сталь даже при температуре 650 °С может работать в течение периода, на порядок превышающего ресурс работы станции [29]. В случае загрязнения натрия кислородом скорость растворения аустенитной стали увеличивается примерно пропорционально концентрации кислорода по сравнению с коррозией в натрии, содержащем ~0,002 % кислорода [29]. В условиях протекания коррозионных процессов механические свойства материалов могут меняться.

Примеси углерода в натрии могут находиться в различных формах (свободный углерод, карбонаты, ацетилиты) с разной термодинамической активностью. Если термодинамическая активность углерода в натрии выше, чем в аустенитной стали, возможно науглероживание поверхностного слоя. Для температурных условий материалов корпуса, трубопроводов, теплообменников и при содержании углерода на уровне 0,002 % этот эффект практически отсутствует. Повышенное содержание активного углерода в более сильной степени может влиять на свойства оболочек твэлов из аустенитной стали, работающих при температуре до 650—700 °С. Поэтому конструкция реактора и его узлов должна в максимальной степени предотвращать возможность попадания в первый контур масла и других органических соединений.

В парогенераторах быстрых реакторов (в БН-350 полностью, в БН-600 частично) используется перлитная сталь 10X2М. В дальнейшем для будущих реакторов рассматривается возможность применения стали 10X2МБ, легированной карбидообразующими элементами для стабилизации углерода в стали. Обе стали мало корродируют в натрии. Их работоспособность в среде натрия определяется скоростью перехода углерода в натрий и потерей механических свойств. Стабилизированная сталь имеет более высокий температурный предел обез-

углероживания. Сталь 10X2М в работе [29] рекомендуется применять до 450 °С, однако последние эксперименты показывают возможность повышения допустимого уровня и до 510 °С. Предстоит еще выяснить этот вопрос, так как нестабилизированная сталь обладает существенными технологическими преимуществами. По коррозии в воде и паре обе стали ведут себя практически одинаково, необходимо лишь выбрать достаточную толщину стенки трубок. Недостатком перлитных сталей является их обычная коррозия в воздушной атмосфере — ржавление, что требует консервирования, разработки стояночных режимов и т. п.

В пароперегревателях БН-600, как и в реакторах «Феникс» и PFR, используются аустенитные стали. По-видимому, в будущих серийных реакторах эти стали не будут применяться из-за опасности коррозионного растрескивания в паровой среде, а также щелочной коррозии при протечках воды в натрий.

Высокониッケлевые стали обладают хорошей стойкостью и малой склонностью к саморазвитию течей, однако эти стали дороги. Пожалуй, наиболее практически интересные пути связаны как уже с упомянутым повышением предела применимости перлитных сталей, так и с использованием хромистых сталей, не ржавеющих на воздухе. После полной технологической обработки представит большой интерес комплексное испытание опытных парогенераторов из таких сталей. На реакторе PFR, по всей вероятности, будет получен первый опыт использования хромистых сталей в большом парогенераторе.

Топливо, твэлы, сборки. Во всем мире первые быстрые реакторы работают и проектируются с окисным топливом. Собственно топливная часть — смешанные окислы урана и плутония — имеет хорошие технологические и эксплуатационные характеристики. Окисное топливо позволяет достигать выгорания 15 % тяжелых атомов [6].

При глубоком выгорании смешанного уран-плутониевого топлива происходит небольшое взаимодействие продуктов деления с оболочкой из аустенитной стали, однако это явление уменьшается за счет использования окиси с некоторым недостатком кислорода и практически не снижает работоспособности твэлов при толщине оболочки 0,35—0,4 мм. В меньшей степени взаимодействие топлива с оболочкой проявляется на урановом окисном топливе, которое используется в первых загрузках БН-350 и БН-600. В энергетических быстрых реакторах плотность потока нейтронов близка к 10^{16} нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, в результате чего выгоранию около 10 % тяжелых атомов соответствует флюенс до $2 \cdot 10^{23}$ нейтр./ см^2 , или 100 смещ./атом.

Значительные повреждения структуры конструкционных материалов приводят к набуханию материала вследствие образования пор и радиацион-

но-стимулированной ползучести и к снижению пластичности материала, его охрупчиванию. Распухание материала существенно зависит от температуры облучения. Максимальное распухание аустенитных сталей происходит при температуре 500—550 °С. Радиационная ползучесть аустенитных сталей от температуры зависит слабо, поэтому она может быть определяющей при температуре 300—400 °С, когда вакансионное распухание мало. При более высокой температуре распухание превалирует над радиационной ползучестью, но уже начинает играть роль обычная, термическая ползучесть. Потеря пластичности может происходить как при низкой температуре (примерно до 400 °С), так и при высокой, например для аустенитных сталей выше 650 °С.

Наибольшее формоизменение связано с распуханием. Следствием его могут быть такие явления, как перекрытие зазоров между ТВС, искривление сборок, приводящее к увеличению усилий извлечения при перегрузке, заклиниваниям и т. п.

Конструирование реактора на принципах создания больших зазоров в расчете на самые неблагоприятные характеристики материалов приводит к значительному ухудшению физических и экономических характеристик быстрого реактора. С учетом положений физики и экономики сформулированы следующие требования к конструкционным материалам активной зоны: в условиях работы при температуре натрия на выходе до 550 °С, при флюенсе, по крайней мере, до $2 \cdot 10^{23}$ нейтр./см² (энергия нейтронов выше 0,1 МэВ) сталь должна обеспечивать распухание не более 5—7 об.%, деформация вследствие радиационной ползучести не выше 1%, остаточная пластичность не ниже 0,5—1%.

Изучение поведения различных материалов под облучением при большом флюенсе составляет сейчас важнейшую часть исследовательской программы по быстрым реакторам как в нашей стране, так и за рубежом [30]. Обширный и всесторонний материал обсужден на конференции в Аяччо (Франция) в 1979 г., в Алуште (СССР) в 1978 г. Наши исследования по облучению материалов выполняются на БР-10 и БОР-60 [31, 32]. Большое значение имеют исследования отработавших сборок и твэлов БН-350.

Результаты уже проведенных исследований выявили основные закономерности процессов радиационного формоизменения наиболее широко применяемых сталей и указали пути улучшения характеристик материалов. Одним путем совершенствования конструкционных материалов является использование имеющихся сталей в холоднодеформированном состоянии (20% предварительной холодной деформации). Положительный эффект холодной деформации четко доказан, хотя возможно, что при очень большом флюенсе (условно выше $2 \cdot 10^{23}$ нейтр./см²) он уже не будет играть решаю-

щей роли, и распухание деформированных и недеформированных сталей будет выравниваться.

Радикальным путем борьбы с радиационным формоизменением является выбор новых составов сталей. Высказываются мнения, что даже небольшое легирование стали 316 (тип 16-11), например, титаном наряду с холодной деформацией позволило достичь флюенса ~ 120 смещ./атом ($4 \cdot 10^{23}$ нейтр./см²) [33]. Но это мнение еще должно быть всесторонне проверено прямыми опытами.

Малое распухание дают высоконикелевые сплавы [34] (40—60% никеля). Однако дефицитность никеля и трудности технологии производства изделий снижают интерес к этому направлению разработок. Большое внимание исследователей привлекают стали ферритного или ферритно-мартенситного типа, не содержащие никеля и имеющие 12 или 17% хрома. По данным [35], эти стали имеют распухание в доли процента при 120 смещ./атом в интервале температуры 400—600 °С при малой скорости ползучести.

Перед радиационным материаловедением и металлургией сталей стоят большие и исследовательские, и технологические задачи по поиску и внедрению усовершенствованных материалов, обеспечивающих радикальное решение вопросов радиационной стойкости материалов. На первой стадии необходимо совершенствовать имеющиеся стали.

Исследования топлива для быстрых реакторов в настоящее время не ограничиваются только окисным топливом. Для БОР-60 и БР-10 изучаются и другие композиции керамического типа, некоторые сплавы и т. п. Эти работы направлены на перспективу и будут выполняться наряду с первоочередными задачами текущих работ по топливу и материалам.

Техника реакторов. Очень многие важные стороны работ по быстрым реакторам остались вне рассмотрения этой статьи.

Опыт работы на БН-600, БН-350, БОР-60 системы управления и защиты, перегрузочного оборудования, главных циркуляционных насосов с их системами управления и других узлов и систем, с одной стороны, демонстрирует правильность принятых решений, а с другой, — ставит вопросы дальнейшего повышения надежности, ресурса работы.

Эксплуатация парогенераторов показала, что качество изготовления является решающим фактором их работоспособности. И в то же время весь отечественный и мировой опыт доказал, что парогенератор натрия — вода одностенной конструкции может успешно работать в составе атомных электростанций.

В программе работ по быстрым реакторам будут изучаться также вопросы динамики и нестационарной термомеханики, безопасности и количественной оценки надежности, прочности и воздей-

ствия сейсмических нагрузок, комплексной автоматизации и т. п.

Дальнейшие работы потребуются для развития нетрадиционных концепций: реактор с гетерогенной активной зоной; реактор с металлическим топливом и более низким уровнем температуры для получения тепла; реактор с двухконтурной тепловой схемой и др.

Топливный цикл быстрых реакторов. Весь топливный цикл является неотъемлемой частью программы работ по быстрым реакторам. К началу широкого внедрения быстрых реакторов в энергетику должны быть достигнуты необходимые мощности производства смешанного топлива из плутония, накопленного в отработавших твэлах тепловых реакторов.

Кроме чисто технологических научных исследований и разработок, большое значение имеют вопросы, вытекающие из физических особенностей используемого топлива — собственная и остаточная осколочная γ -активность, нейтронная активность, изотопный состав. Для массового производства смешанного топлива необходимы четкие инструкции о регламенте использования плутония с разным изотопным составом. Разработка таких инструкций требует оперативного анализа изотопного состава и большой предварительной работы.

Регенерация топлива быстрых реакторов в большом масштабе потребует тогда, когда ввод быстрых реакторов начнет сдерживаться недостатком регенерированного плутония из тепловых реакторов. Однако к этому моменту заводы по регенерации уже должны обладать значительной мощностью, а технология полностью отработана.

Топливо быстрых реакторов может быть переработано методами экстракции водных растворов, хотя наряду с ними изучаются и неводные способы переработки [36, 37]. Если при небольшом числе быстрых реакторов в системе время нахождения топлива в цикле до возврата регенерата в реактор еще не имеет большого значения, то при интенсивном вводе важно сокращать время внешнего цикла до 1 года и менее. Работы по сокращенному времени цикла также ведутся в нашей стране [6].

Заключение. В ближайшее десятилетие работы по быстрым реакторам будут концентрироваться вокруг реакторов БН-1600 и БН-800 на основе и с учетом опыта эксплуатации БН-350, БН-600, БОР-60. Весь опыт разработки быстрых реакторов с натриевым охлаждением свидетельствует о том, что это научно-техническое направление опирается на хорошо разработанные и проверенные технические решения. Отчетливо видны практические шаги по улучшению характеристик и усовершенствованию АЭС этого типа.

Перспективные проработки и исследования дают основание для дальнейшего более глубокого усовершенствования. Как писал в 1967 г. А. И. Лей-

пунский [2], «...все хорошо известные преимущества быстрых реакторов — полное использование урана и тория, экономическая возможность использования дорогого урана — становятся реально-стью».

Автор выражает глубокую благодарность О. Д. Казачковскому за внимание и ценные замечания, а также В. Н. Быкову, Ю. А. Казанскому, Ф. А. Козлову, О. В. Старкову, П. А. Ушакову, Ю. С. Юрьеву за большую помощь, оказанную при подготовке этой статьи.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. INFCE. Summary volume (v. 9). Vienna, IAEA, 1980, p. 176.
2. Лейпунский А. И. — Атомная энергия, 1967, т. 23, вып. 5, с. 396.
3. Лейпунский А. И. и др. — Там же, 1968, т. 25, вып. 5, с. 380.
4. Лейпунский А. И. — Там же, 1970, т. 28, вып. 4, с. 297.
5. Орлов В. В. — Там же, 1974, т. 36, вып. 5, с. 341.
6. Казачковский О. Д. и др. — Там же, 1977, т. 43, вып. 5, с. 343.
7. [1], p. 14.
8. Усачев Л. Н. — Атомная энергия, 1963, т. 15, вып. 6, с. 472.
9. Усачев Л. Н., Бобков Ю. Г. Теория возмущений и планирование эксперимента в проблеме ядерных данных для реакторов. М., Атомиздат, 1980.
10. WRENDA 79/80 INDC — 73. Vienna, IAEA, 1979.
11. Казанский Ю. А. и др. Методы изучения реакторных характеристик на критических сборках БФС. М., Атомиздат, 1977.
12. Дулин В. А. Возмущение критичности реакторов и уточнение групповых констант. М., Атомиздат, 1979.
13. Ваньков А. А., Воропаев А. И., Юрова Л. Н. Анализ реакторно-физического эксперимента. М., Атомиздат, 1977.
14. Абаган Л. П. и др. — Атомная энергия, 1980, т. 48, вып. 2, с. 117.
15. Алексеев П. Н., Мантуров Г. Н., Николаев М. Н. — Там же, 1980, т. 49, вып. 4, с. 221.
16. Кузьмин А. М. и др. — Там же, 1971, т. 31, вып. 2, с. 83.
17. Смирнов В. Г. — Там же, 1980, т. 49, вып. 4, с. 265.
18. Теплообмен — 1978. Советские исследования. Под ред. Б. С. Петухова. М., Наука, 1980.
19. Субботин В. И. и др. Решение задач реакторной теплофизики на ЭВМ. М., Атомиздат, 1979.
20. Субботин В. И. и др. Гидродинамика и теплообмен в атомных энергетических установках. М., Атомиздат, 1975.
21. Ушаков П. А. и др. — В кн.: Теплофизические исследования. Материалы межотраслевой конференции. М., изд. ВИМИ, 1977, с. 5.
22. Багдасаров Ю. Е. и др. Технические проблемы реакторов на быстрых нейтронах. М., Атомиздат, 1969.
23. Ullmann H. e. a. Experience in the Application of Electrochemical Cells for the Determination of Oxygen Activities in Sodium. — In: Second Intern. Conf. on Liquid Metall Technology Production. Richland, Washington, 20—24 Apr. 1980.
24. Поплавский В. М. и др. — Атомная энергия, 1979, т. 46, вып. 5, с. 311.
25. Пыканов В. А. и др. — Там же, 1981, т. 50, вып. 3.
26. Бакушин Р. П., Козлов Ф. А. — Атомная энергия, 1978, т. 44, вып. 3, с. 224.
27. Невзоров Б. А. и др. Коррозия конструкционных материалов в жидких щелочных металлах. М., Атомиздат, 1977.

28. Старков О. В. и др. Коррозионно-усталостные процессы в материалах парогенераторов натрий — вода. Аналитический обзор ОБ-26. Обнинск, изд. ФЭИ, 1976.
29. Опыт эксплуатации АЭС и пути дальнейшего развития ядерной энергетики. Т. 2. Обнинск, изд. ФЭИ, 1974.
30. Быков В. Н.— Атомная энергия, 1978, т. 44, вып. 1, с. 100.
31. Агапова Н. П. и др.— Атомная энергия, 1978, т. 45, вып. 6, с. 433.
32. Круглов А. С. и др.— Атомная энергия, 1980, т. 48, вып. 4, с. 258.
33. Proc. Intern. Conf. on Irradiation Behaviour of Metallic Materials for Fast Reactor Core Components. Ajaccio, Corse, 4—8 June 1979, p. 337.
34. Ibid., p. 367.
35. Ibid., p. 11.
36. Демьянович М. А. и др.— Атомная энергия, 1977, т. 43, вып. 6, с. 486.
37. Никифоров А. С. и др.— См. наст. вып., с. 122.

УДК 621.039.564

Проектирование информационно-измерительной аппаратуры для энергетических реакторов и АЭС

КРАШЕНИННИКОВ И. С., МАТВЕЕВ В. В.

Применение атомной энергии непрерывно расширяется, и в настоящее время ее дальнейшее использование планируется в электроэнергетике и транспортных энергетических установках, на станциях теплоснабжения крупных городов, а также удаленных районов и населенных пунктов, на промышленных объектах в качестве источников высокопотенциальной тепловой энергии, малых станциях электроэнергетики [1, 2].

Одновременно в процессе развития увеличиваются единичные мощности реакторных блоков за счет повышения энергонапряженности активной зоны и термодинамических параметров теплоносителя, возрастает концентрация энергоблоков на одной площадке, АЭС строятся вблизи городов в густонаселенной европейской части страны для приближения источников энергии к потребителям [3—5]. Это в свою очередь вызывает необходимость повышения безопасности реакторных блоков и радиационно-экологической безопасности АЭС [6]. Другими словами, с одной стороны, для достижения высоких технико-экономических показателей эксплуатации АЭС стремятся увеличить энергонапряженность активной зоны и более полно использовать возможности реактора, с другой — для целей безопасности следует повышать надежность работы активной зоны и всего оборудования реактора. Большую роль в совместности этих требований наряду с совершенствованием технологического контура, обеспечивающего превращение атомной энергии в тепловую и электрическую, играет информационно-управляющий, в котором осуществляются процессы сбора, обработки и использования информации для установления оптимального режима работы реактора и обеспечения радиационно-экологической безопасности АЭС [7].

Взаимосвязь и взаимозависимость этих контуров по мере роста единичной мощности энергоблоков и увеличения энергонапряженности активной зоны непрерывно возрастают, что проявляется

в создании крупных автоматизированных комплексов аппаратуры с разветвленной сетью датчиков в активной зоне и вне ее, в повышении требований к точности измерений, чувствительности и надежности их работы, в более широкой автоматизации процессов измерения, в теоретическом обосновании необходимого объема и методов контроля и управления [8, 9].

Следует отметить и обратное воздействие информационно-управляющего контура на технологический, при проектировании которого вводится соответствующее контрольное и исполнительное оборудование, позволяющее автоматизировать управление процессами. Поэтому только при комплексном подходе к разработке и совершенствованию обоих контуров можно рассчитывать на дальнейшую высокую эффективность работы АЭС при их радиационной и экологической безопасности.

Основные функции информационно-управляющего контура состоят в обеспечении безопасного и безаварийного режима работы реактора, наиболее эффективной и экономичной эксплуатации реакторного блока, радиационной и экологической безопасности АЭС. Для выполнения этих функций необходимо, чтобы источники информации о состоянии объекта контроля с избытком снабжали объемом данных, достаточных для реализации функции, а структура аппаратурных систем и используемые технические средства обрабатывали в реальном масштабе времени поступающую информацию и формировали соответствующие сигналы непосредственного воздействия на исполнительные органы или представляли обобщенную информацию оператору с высокой степенью надежности и необходимой точностью.

В настоящей статье излагаются некоторые общие вопросы построения информационно-измерительной и контрольной аппаратуры, составляющей основу информационно-управляющего контура.