

СОСТОЯНИЕ РАБОТ ПО БЫСТРЫМ РЕАКТОРАМ В СССР

М.Ф.ТРОЯНОВ, А.А.РИНЕЙСКИЙ
Физико-энергетический институт,
г.Обнинск,
Союз Советских Социалистических Республик

Abstract

Four fast reactors are in operation in the USSR now: BR-10, BOR-60, BN-350 and BN-600. Load factor of BN-600 reactor was in 1989 about 76%. On the basis of operational experience of running reactors design of more powerful commercial size BN-800 power reactor has been completed recently and construction works have started at two sites. The BN-1600 reactor is considered to be the prototype of future commercial reactors. In 1990, it was decided to extend its design approach with the aim to find some additional solutions to provide higher safety and better economics.

I. СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В СССР

I.1. Типы реакторов, некоторые показатели надежности

На начало 1990 г. в СССР в эксплуатации находилось 15 АЭС с 45 энергоблоками и суммарной установленной мощностью 36425 МВт. Распределение мощности и производства электроэнергии по типам реакторов представлено соответственно в табл. 1 и 2.

Все АЭС работают в базовом режиме, кроме Билибинской АТЭС, которая работает в скользящем графике покрытия электрических и тепловых потребностей региона. Выработка электроэнергии на АЭС составила в 1987 г. - 186,9; в 1988 г. - 215,7 и в 1989 г. - 212,6 млрд.кВт.ч., или 12,5% от всего производства электроэнергии в стране.

Характеризуя опыт эксплуатации советских АЭС, обратимся к таким показателям, как коэффициент использования мощности (КИМ), причины и частота нарушений нормальной эксплуатации АЭС, дозо-

Таблица 1

Распределение установленной мощности по типам реакторов

Тип реактора	Число энергоблоков	Суммарная установленная
		электрическая мощность, МВт
ВВЭР-365	1	365
ВВЭР-440	8	3412
ВВЭР-1000	16	16000
РБМК-1000	13	13000
РБМК-1500	2	3000
ЗГП-6	4	48
БН-600	1	600

Таблица 2

Распределение производства электроэнергии на АЭС по типам реакторов

Тип реактора	Доля, %		
	1987 г.	1988 г.	1989 г.
ВВЭР-440	15,7	13,7	11,2
ВВЭР-1000	31,5	34,7	35,6
РБМК-1000, 1500	43,8	48,1	49,0
БН-600	9,0	3,5	4,2
АМБ-200			

затраты персонала, выбросы радиоактивных продуктов в окружающую среду, экономическая эффективность производства электроэнергии на АЭС. Некоторые из этих данных представлены в табл. 3.

Как видно из табл. 3, АЭС с реакторами ВВЭР-440 и РБМК-1000 имеют более высокие значения КИМ по сравнению с АЭС с другими реакторами. Высокие показатели надежности имеет энергоблок БН-600. Энергоблоки с ВВЭР-440, РБМК-1000 и БН-600 устойчивы в работе и имеют наименьшее время простоя по совокупности всех причин.

Таблица 3
Коэффициент использования установленной мощности
советских АЭС

АЭС с реактором	КИМ, %			
	1986 г.	1987 г.	1988 г.	1989 г.
Среднее по всем АЭС, в том числе с:	65,3	69,2	71,4	69,3
ВВЭР-440	72,7	79,2	79,4	79,7
ВВЭР-1000	65,2	65,5	65,5	59,1
РБМК-1000	63,0	71,9	79,7	77,4
РБМК-1500	75,2	50,6	49,1	63,4
БН-600	73,2	74,1	76,6	75,9

Основной причиной, резко понизившей КИМ АЭС с ВВЭР-1000 в 1989 г., стали длительные простои, связанные с необходимостью замены парогенераторов, вышедших из строя на ряде станций в 1988-89 гг.

1.2. Радиационная обстановка на АЭС

Контроль радиационной обстановки и дозозатрат персонала АЭС в Советском Союзе уделяется исключительно серьезное внимание. Следующие данные характеризуют дозозатраты персонала АЭС.

Средняя индивидуальная доза облучения персонала АЭС с реакторами ВВЭР лежит в пределах от 0,1 до 0,7 сЗв/год, для АЭС с РБМК от 0,3 до 1,0 сЗв/год, для АЭС БН-600 ~ 0,25 сЗв/год. Коллективные дозы для АЭС с ВВЭР находятся в пределах от 2,0 до (8-10) чел.Зв/год; для АЭС с РБМК от 7,0 до 20,0 чел.Зв/год, для АЭС БН-600 - 1 чел.Зв/год. Наименьшие коллективные дозы облучения персонала имеют быстрые реакторы (БН-600, БН-350) и унифицированные энергоблоки с реакторами ВВЭР-1000. Их показатели соответствуют мировому уровню.

Радиоактивные газоаэрозольные выбросы при нормальной эксплуатации составляют (5-20) Ки/сут для АЭС с ВВЭР (100-200) Ки/сут,

для АЭС с РБМК при нормативе 500 Ки/сут для одного энергоблока и 3000 Ки/сут для всей АЭС. Низкие уровни радиоактивных газоаэрозольных выбросов, содержащих, как известно, в основном короткоживущие радионуклиды, дают возможность поддерживать такую радиационную обстановку в районе АЭС, при которой дозы облучения персонала существенно ниже допустимых норм.

Особо следует подчеркнуть экологичность быстрых реакторов. Для реактора БН-600 радиоактивные аэрозольные выбросы в 1989 г. составили 1,3 Ки/сутки, а за январь-март 1990 г. - 2 Ки/за 3 месяца.

1.3. Повышение безопасности действующих и вновь вводимых АЭС

Чернобыльская авария и её последствия поставили нас перед необходимостью всестороннего анализа безопасности действующих и строящихся АЭС. Вопросы безопасности стали безусловно приоритетными. На основании этого анализа был разработан и внедрен комплекс первоочередных научно-технических и организационных мероприятий, существенно повысивших безопасность действующих АЭС.

На реакторах РБМК снижен был до значения 0,1 β паровой положительный коэффициент реактивности за счет установки в активную зону дополнительных поглотителей, увеличения оперативного запаса реактивности в стационарном режиме, компенсируемого стержнями СУЗ, и загрузки топлива с большим обогащением по U-235 (2,4%). Одновременно с изменением характеристик активной зоны внедрены мероприятия, повысившие скоростную эффективность аварийной защиты. Установлена дополнительная быстродействующая аварийная защита. В результате проводимой в настоящее время реконструкции на отдельных реакторах РБМК паровой коэффициент реактивности снижается до отрицательных значений.

Первоочередные мероприятия по повышению безопасности и надежности действующих энергоблоков с ВВЭР были направлены на снижение вероятности хрупкого разрушения корпуса реактора и главных циркуляционных трубопроводов, на повышение эффективности аварийной защиты, на улучшение ядерно-физических характеристик

активной зоны. Разработана и на ряде энергоблоков использована технология восстановительного отжига корпусов реакторов.

Переработаны технологические регламенты по эксплуатации энергоблоков, в них введены более жесткие требования.

На всех АЭС проведена переаттестация оперативного и обслуживающего персонала.

1.4. Ввод новых мощностей на АЭС

После аварий 1986 г. до настоящего времени в эксплуатацию введено всего 8 новых энергоблоков, из них 7 с реакторами ВВЭР-1000 и один с РБМК-1000 на площадках действующих АЭС. Кроме того, на всех этих блоках внедрены те мероприятия по повышению безопасности, о которых говорилось выше. В стадии строительства находится 34 энергоблока на 17 АЭС. Однако в ближайшие 5 лет планируется ввод всего 6-11 млн.кВт, а затем до 2000 г. ещё 12 млн.кВт мощностей. При этом производство электроэнергии на АЭС должно возрасти до 350-390 млрд.кВт.ч. Запланирован ввод сравнительно небольших мощностей, несмотря на то, что возможности строительных предприятий и предприятий атомного машиностроения позволяют ввести к 2000 г. более 45 млн.кВт. Уже имеющаяся топливная база позволяет обеспечить работу АЭС с суммарной мощностью 100 млн.кВт, работающих в "открытом" цикле.

Анализ причин аварии на Чернобыльской АЭС и её последствий, несоответствие этих реакторов современным требованиям по безопасности послужили основанием для принятия решения о свертывании программы дальнейшего развития ядерной энергетики с использованием реакторов РБМК. Серьезным недостатком этих реакторов является отсутствие у них защитной оболочки, изолирующей их от внешней среды. Ныне действующие АЭС с РБМК предполагается выводить из эксплуатации по мере исчерпания их проектного ресурса и ввода в эксплуатацию реакторов новых поколений.

Ближайшая перспектива ядерной энергетики связана с использованием в основном легководных реакторов. Эта тенденция сохраняется во всем мире. Обоснованность её вполне очевидна и заключается в большом опыте эксплуатации этих реакторов, хорошо

налаженной инфраструктуре промышленности, связанной с обеспечением этого направления ядерной энергетики. Кроме того, опыт эксплуатации показывает наличие больших возможностей разработки реакторов нового поколения на основе проектов ныне действующих АЭС. Это эволюционный путь. Первый проект на этом пути - это проект АЭС-88 с реактором ВВЭР-1000 повышенной безопасности, включающий разработку таких систем, как:

- система длительного пассивного отвода остаточного тепловыделения реактора при полном обесточивании энергоблока;
- система охлаждения активной зоны при нарушении герметичности корпуса реактора;
- система улавливания и охлаждения расплавленной активной зоны реактора;
- система отвода в случае аварии паровоздушной смеси, загрязненной радионуклидами, из защитной оболочки реактора через фильтры.

Первый энергоблок по этому проекту планируется ввести в строй в 1993 г.

Дальнейшее усовершенствование проекта с оптимизацией компоновок оборудования, схем, совершенствованием самого оборудования - это проект АЭС-92. Он включает в себя:

- существенное упрощение конструкции реактора и технологических схем;
- повышение эффективности систем пассивного отвода тепла от активной зоны;
- снижение энергонапряженности активной зоны;
- усовершенствование систем управления реактором, использование систем поддержки оператора;
- адекватные диагностические системы;
- применение двойной защитной оболочки реактора.

Ввод в строй энергоблоков мощностью 1000 и 500 МВт планируется на 1998-1999 гг.

2. Опыт эксплуатации реактора БН-350

Реактор БН-350 находится в эксплуатации уже более 17 лет. Длительное время он служил весьма существенным энергоисточником региона.

2.1. Введение

Последние годы реактор работал с высоким коэффициентом использования, близким к 90% в режиме выработки пара.

Первоначально принятый ресурс работы многих видов основного оборудования значительно превышен. В настоящее время стоит задача определения остаточного ресурса основного оборудования и реактора в целом. Учитывается, что реактор начал проектироваться в 1960 году, по общепромышленным нормам и старым правилам ядерной безопасности.

Новые, весьма жесткие, нормы безопасности требуют проведения серьезных мероприятий и работ. Часть их уже сделана и делается. Полный анализ возможностей выполнения современным нормативам в настоящее время проводится, и на его основе будет приниматься решение о перспективах дальнейшей работы.

Переход на твэлы 6,9 x 4 мм унифицировал ТВС реакторов БН-350 и БН-600. Максимальное выгорание в основной загрузке составляет 9% т.а. без нарушений герметичности топливных элементов. Запланирован переход на сборки с шестригранным чехлом из ферритно-мартенситной стали (13% хрома) для достижения выгораний до 12% т.а. В реакторе БН-350 уже успешно испытывались топливные сборки с чехлами из такой стали и две сборки (254 топливных элемента) с оболочками топливных элементов из этой же стали. Продолжаются испытания сборок со смешанным уран-плутониевым топливом, изготовленным по разным технологиям.

В январе этого года в двух микромодульных парогенераторах чехословацкого производства (ПГН-4 и ПГН-5) возникли течи воды в натрий. Оба парогенератора выведены в ремонт, реактор продолжает работать на 4 петлях на мощности 520 МВт. Более подробно об этом будет сказано ниже.

2.2. Оборудование натриевых контуров

Все основное оборудование реакторной установки, за исключением парогенераторов, работает нормально. За все время эксплуатации реактора отсутствовали большие протечки натрия, а протечек натрия I контура не было вообще.

Не было случаев нарушения межконтурной плотности промежуточных теплообменников. ПТО эксплуатируются без замены трубных пучков с момента пуска реактора.

Отсечные задвижки ДУ-500 и ДУ-600 петель I контура до настоящего времени эксплуатируются без замечаний и сохраняют свою плотность. Случаев протечек натрия через замораживающие уплотнения задвижек I контура не было. Надежная работа отсечных задвижек позволила работать без замены.

Межремонтная наработка главных циркуляционных насосов доведена до 60000 часов для ГЦН первого контура и до 100000 часов для ГЦН второго контура. Все насосы, установленные при монтаже реактора, продолжают эксплуатироваться. Модернизация рабочих колес насосов в районе переливных отверстий после наработки 50000 часов, вызванная обнаруженными незначительными кавитационными повреждениями, позволила продлить их дальнейшую эксплуатацию. Измерения показывают, что гидравлические характеристики насосов остаются неизменными.

После модернизации обратных клапанов в трубопроводах первого контура был реализован и используется в настоящее время режим автоматического снижения мощности реактора при отключении одной петли, в соответствии с величиной снижения общего расхода натрия. Замечаний по работе обратных клапанов нет.

Необходимо отметить, что первоначально принятый ресурс работы многих видов основного оборудования на сегодняшний день превышен. И в настоящее время стоит задача определения остаточного ресурса основного оборудования и реактора в целом.

Наработка парогенераторов установки БН-350 по состоянию на начало 1990 г. приведена в таблице:

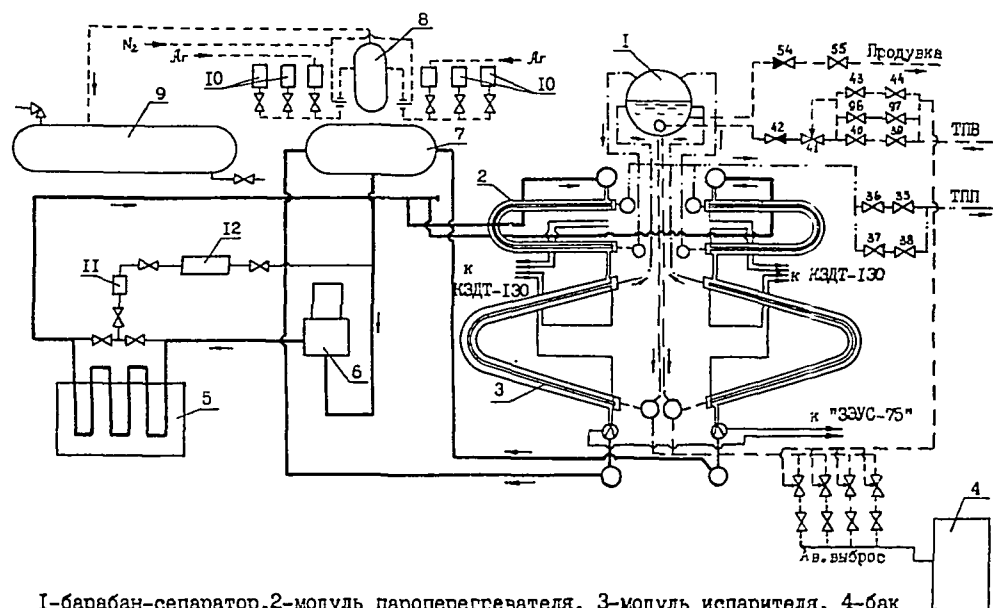
Парогенератор	Наработка, часы	
	Испарители	Пароперегреватели
ПГ-1	110016	110125
ПГ-2	99600	109840
ПГ-3	103670	107110
ПГН-4	45325	45325
ПГН-5	63240	63240
ПГ-6	99910	103830

С начала 80-х годов на БН-350 эксплуатируются микромодульные парогенераторы (ПГН) конструкции ЧССР. Опыт эксплуатации показал их некоторое преимущество в режимах аварийного расхолаживания за счет использования естественного воздушного потока в условиях отсутствия питательной воды. Измерения показали, что в этих условиях одна петля может снимать $\sim 2,5$ МВт. Это тем более важно, так как проведенные эксперименты показали, что в реальных условиях переходного процесса, имитирующего работу оборудования при полном обесточении установки, в первом контуре при отключении насосов возникает устойчивая естественная циркуляция с расходом $\sim 3\%$ от номинального, тогда как во втором контуре велика вероятность опрокидывания циркуляции.

В петлях 2 контура с ПГН развивается естественная циркуляция натрия с расходом $\sim 2\%$ номинального. Реализация мер, способствующих неизменности температуры натрия на выходе из ПГН при нестационарных режимах, обеспечивает устойчивость ЕЦ натрия.

С момента пуска оба ПГН эксплуатировались безаварийно. Однако 13 и 18 января 1989 года произошли аварийные разгерметизации модулей испарителей ПГН-5 и ПГН-4 соответственно с попаданием воды в натрий.

Принципиальная схема петли с ПГН показана на фиг. 1.



1-барaban-сепаратор, 2-модуль пароперегревателя, 3-модуль испарителя, 4-бак расширитель, 5-промежуточный теплообменник, 6-насос (ПЦН 2-го контура), 7-буферная емкость, 8-бак-сепаратор I ступени, 9-бак продуктов взаимодействия, 10-система индикации водорода в аргоне КАВ-7, 11-печь подогрева натрия, 12-система индикации водорода в натрии ИВА-1.

Фиг. 1. Принципиальная схема петли реактора БН-350 с парогенератором "Надежность"

2.2.1. Течь воды в ПГН-5

Перед аварийной разгерметизацией установка эксплуатировалась при работе ПГ-1-5 и следующих параметрах:

- тепловая мощность реактора	- 750 МВт
- температура натрия на входе в ПГН-5	- 418°C
- температура натрия на выходе из испарителя	- 255°C
- температура перегретого пара	- 408°C
- давление перегретого пара	- 4,5 МПа
- температура "забивания" натрия 2 контур	- 120°C

- концентрация водорода в газовой полости 2 контура - 0,004 % и - 0,001 % об.
- концентрация водорода в натрии - $3 \cdot 10^{-6}$ % и $4,6 \cdot 10^{-6}$ % об.

Разгерметизация парогенератора была обнаружена штатными системами контроля по повышению концентрации водорода в натрии и по снижению расхода натрия через дефектный модуль.

Течь развивалась относительно медленно и при достижении через 50 минут концентрации водорода в натрии 10^{-4} % об. парогенератор был отключен с последующим осушением и дренированием натрия второго контура.

Давление аргона во втором контуре на момент осушения возросло на 0,02 МПа от исходного, а концентрация водорода в газовой полости парогенератора возросла до 2% об. По приближенным оценкам в натрий попало около 3,5 кг воды.

Осмотр модуля испарителя после разрезки показал следующее:

- натрий сдренировался из модуля полностью;
- дефект представляет собой отверстие диаметром 0,2-0,3 мм;
- на соседней трубке и на чехловой трубе имеются следы воздействия факела течи - незначительные утонения стенок.

2.2.2. Течь воды в ПГН-4

Перед аварийной разгерметизацией установка эксплуатировалась при работе парогенераторов № 1-4 и следующих параметрах:

- тепловая мощность реактора - 600 МВт
- температура натрия на входе в ПГН-4 - 418°C
- температура натрия на выходе из испарителя - 255°C
- температура перегретого пара - 408°C
- давление перегретого пара - 4,5 МПа
- температура „забивания“ натрия 2 контура - 120°C
- концентрация водорода в газовой полости 2 контура - 0,0075 и 0,013 % об.

- концентрация водорода в натрии 2 контура - $5,7 \cdot 10^{-6}$ % и $6,7 \cdot 10^{-6}$ % об.

Разгерметизация парогенератора была обнаружена штатными системами контроля по снижению расхода натрия через дефектный модуль и по повышению концентрации водорода в натрии. Развитие течи в этом случае шло более интенсивно. Через 15 минут после начала разгерметизации концентрация водорода в натрии достигла 10^{-4} % об. и реактор был остановлен кнопкой БАЗ, парогенератор осушен через систему аварийного сброса воды-пара и начато дренирование натрия II контура. Роста концентрации водорода и давления в газовой полости второго контура не наблюдалось, т.к. во время разгерметизации произошел прожог чехловой трубы модуля и несколько десятков килограммов натрия попало в короб парогенератора.

Возгорание натрия в коробе ПГН-4 было прекращено дистанционной подачей азота в короб по штатной схеме пожаротушения.

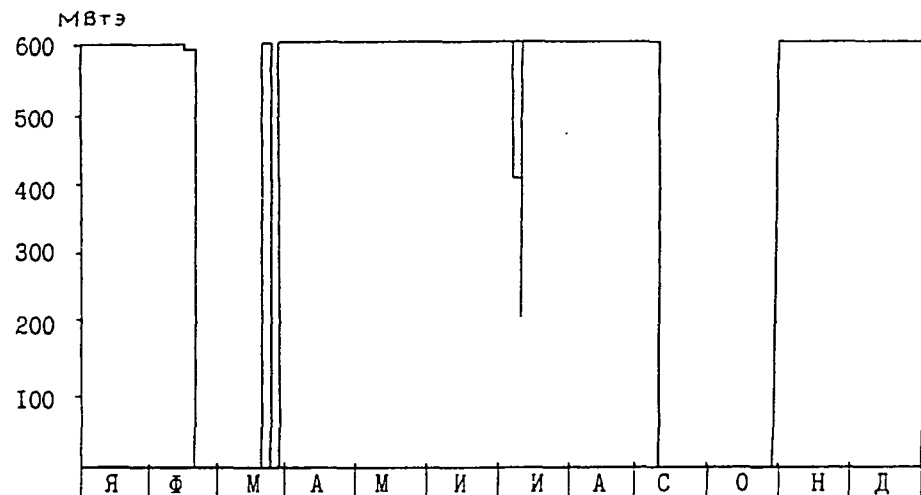
В настоящее время ведутся работы по выяснению причин разгерметизации парогенераторов. Пока можно лишь констатировать, что происхождение дефектов коррозионное, однако, все взаимосвязи и исходные причины ещё не изучены, и полная картина возникновения дефектов не восстановлена.

3. Опыт эксплуатации АЭС БН-600

Эксплуатационная гистограмма АЭС БН-600 за 1989 год показана на фиг. 2. С 1 января по 19 февраля блок работал на номинальной мощности. Останов блока в плановый ремонт был произведен в течение 19-20 февраля 1989 г.

23 марта 1989 года после ремонта АЭС БН-600 достигла мощности ~ 98% от номинальной. Впервые по специальной программе на одном из парогенераторов был опробован режим скоростной промывки испарительных модулей с расходом 300-320 тонн/час в течение времени 8-10 минут.

В процессе пуска был останов одной теплоотводящей петли (22.03.89), а 24-25 марта был внеплановый останов блока для устранения дефектов на дренажных трубопроводах.



Фиг.2. БН-600. 1989. Эксплуатационная гистограмма.

С первой декады сентября и весь октябрь установка БН-600 находилась в плановом ремонте.

В период плановой летней остановки проводился ремонт оборудования машинного зала, ревизия и техническое обслуживание других систем и оборудования.

Как сообщалось в нашем предыдущем докладе, во время летней остановки 1988 года были сделаны вырезки трубок испарителей для определения ресурса. Коррозионные повреждения питтингового характера обнаруживались, однако, глубина их, в основном, была менее 0,3 мм. Обследование трубок позволило продлить первоначально принятый ресурс испарителей с 50 тыс. часов до 75 тыс. часов. Намечена дальнейшая программа вырезки и обследования трубок с целью установления границ допустимого ресурса.

Во время зимней остановки 1989 года проведена очередная плановая промывка одной петли. Обычно одна из петель промывается при плановой остановке. По полученному опыту работы интервал работы петли между промывками установлен равным 14000 часов. Всего за время эксплуатации проведено 10 отмывок парогенераторов. Тех-

нология включает в себя два этапа: удаление отложений меди, а затем – растворение и удаление окислов железа. Промывка проводится без дренирования натрия из второго контура.

На реакторе постоянно сохраняется хорошая радиационная обстановка. Средняя индивидуальная годовая доза облучения персонала в 1988 и 1989 гг. была на уровне 0,25 бэр, радиоактивные выбросы в трубу ежесуточно не превышали 1,5 кюри. Чаще это были доли кюри в сутки. Например, за первые 3 месяца 1990 г. выбросы составили 2 кюри.

В настоящее время для реактора БН-600 проводится анализ сейсмической устойчивости, а также проектируются системы дополнительного аварийного теплоотвода с помощью воздушных теплообменников.

Реактор БН-600 входит в список установок, предлагаемых Международному Агентству по атомной энергии для применения Гарантий. МАГАТЭ информировало СССР о своем намерении поставить БН-600 под Гарантии МАГАТЭ. Проведена серия предварительных переговоров с МАГАТЭ по различным аспектам применения Гарантий на этой установке, включая обсуждение так называемого "Приложения по Установке", как части "Дополнительных Положений" к Соглашению СССР и Агентства. Для обеспечения методической основы гарантий на быстрых реакторах-размножителях, СССР ведет ряд работ в рамках Программы поддержки СССР Гарантий МАГАТЭ. Стоит отметить, что исследовательский реактор BOR-60 также находится в списке предложенных под Гарантии МАГАТЭ установок и используется в учебно-тренировочных целях для персонала инспектората Агентства (на регулярной основе проводятся курсы повышенного типа для инспекторов МАГАТЭ, ведется отработка применения методов неразрушающего контроля топлива в гарантийных целях).

В сентябре 1989 г. закончилась 22 микрокампания. Как ранее отмечалось, до 18-ой микрокампании (август 1986 г.) активная зона реактора состояла из ТЭС двух зон обогащения, максимальная удельная мощность составила 530 Вт/см, длительность микрокампании – 100 эфф.суток, максимальное выгорание $58\ 000 \frac{\text{МВт}\cdot\text{сут.}}{\text{т}}$ (~7% т.а.). Ограничение выгорания было связано с высокими формоизменениями чехлов. В настоящее время длительность микрокам-

пани составляет 165 эфф.суток, максимальное выгорание – 67 250 $\frac{\text{МВт} \cdot \text{сут.}}{\text{Т}}$ (8,3%). Активная зона реактора имеет три обогащения и работает без негерметичных твэлов. Измерения в бассейне выдержки отработавших штатных ТВС показали, что приращение размеров чехлов не превышает $1 \pm 1,5\%$ и не лимитирует выгорания. Усилия извлечения ТВС не превышают 500 кг и в среднем составляют 200 кг.

В составе активной зоны реактора БН-600 облучаются ТВС с чехлами из ферритно-мартенситной стали IX13M2БФР и с оболочками из улучшенных аустенитных холоднодеформированных сталей. На данный период облучено:

- 13 300 твэлов до выгораний 40 500 + 60 750 $\frac{\text{МВт} \cdot \text{сут.}}{\text{Т}}$;
- 8 380 твэлов до выгораний 66 000 + 82 000 $\frac{\text{МВт} \cdot \text{сут.}}{\text{Т}}$;
- 381 твэл до выгораний 89 000 $\frac{\text{МВт} \cdot \text{сут.}}{\text{Т}}$ (11%).

Послереакторные исследования отработавших ТВС подтвердили высокую работоспособность ТВС из указанных материалов, что позволило ориентироваться на возможный перевод всей активной зоны реактора БН-600 на новые конструкционные материалы В1990 г. планируется начать перевод активной зоны реактора БН-600 на ТВС с чехлом из ферритно-мартенситной стали IX13M2БФР. На I этапе намечено максимальное выгорание в штатных ТВС 81 000 $\frac{\text{МВт} \cdot \text{сут.}}{\text{Т}}$ (10% т.а.), на II этапе – 97200 $\frac{\text{МВт} \cdot \text{сут.}}{\text{Т}}$ (12% т.а., доза > 90NкГ).

К настоящему времени накоплен достаточно большой опыт поведения под облучением твэлов с окисным топливом и оболочками из аустенитных сталей штатных ТВС реакторов БН-350 и БН-600. На основе этих исследований велась работа по оптимизации состава аустенитных сталей, поиску оптимальной технологии их получения и изготовления оболочек твэлов, определению оптимальных условий и режим работы твэлов с оболочками из данных материалов. Итогом этой работы явилось постепенное увеличение глубины выгорания топлива в реакторах БН-350 и БН-600.

Опыт почти десятилетней эксплуатации энергоблока БН-600 показал хорошее совпадение проектных и фактических показателей работы основного оборудования.

При этом достигнуты следующие технико-экономические показатели:

№ п/п	Наименование показателей	Размер-ность ! по ОI.ОI.!	С начала ! 1987 ! 1988 ! 1989 г. ! 1990 г. !			
			!	!	!	
1.	Выработка электроэнергии	млн квт. час	33858	3895	4037	3988
2.	Расход электроэнергии на собственные нужды	%	7,00	6,97	7,09	7,39
3.	Коэффициент использования установленной мощности	%	56,15	74,11	76,6	75,89
4.	Коэффициент ремонта	%		20,15	23,45	22,74
5.	КПД брутто	%	40,89	41,39	41,35	41,07
6.	КПД нетто	%	37,97	38,67	38,69	38,32
7.	Число остановов блока		62	1	1	3
8.	Число остановов петли		46	1	2	1
9.	Средняя мощность	МВт эл.	533,9	580,1	592,8	586,5
10.	Плановый (неплановый) простой	час	-	1669/377	1974/0	1937/23

Наработка реактора на начало 90 г. составила 65500 часов, а выработка электроэнергии 34 млрд.квт.час, в течение ряда последних лет энергоблок БН-600 работает с коэффициентов установленной мощности $74 \pm 76\%$ и останавливается, в основном, только на перегрузку топлива.

КИУМ блока № 3 в 1988 году составил 76,6%, что несколько выше значения 1987 года (74,1%), а за 1989 год – 75,89%.

Фактическая продолжительность ремонта энергоблока в течение года составляет ~ 80 суток.

4. Проект БН-800

Конструкция реактора БН-800 базируется на многих решениях, принятых для БН-600. Подход и к преемственности, и к изменениям описывался в докладах на различных конференциях.

Кратко этот подход и его результаты сводятся к следующему.

В корпусе того же размера, что и для БН-600, удается отвести тепловую мощность не 1470 МВт, а 2100 МВт. Конструкция корпуса несколько усовершенствована. Внутрикорпусная защита облегчена с учетом результатов изучения и работы БН-600. Активная зона увеличена по сравнению с БН-600 (516 сборок вместо 369).

Аварийное охлаждение при потере энергоснабжения и воды обеспечивается воздушными теплообменниками. Такое решение предусматривается реализовать и для БН-600 при его реконструкции.

В схеме отвода тепла отсутствует промежуточный перегрев пара горячим натрием. Вторичный перегрев осуществляется в сепараторе - перегревателе паром, частично отработавшем в турбине.

Каждая секция парогенератора состоит из двух модулей - испарителя и перегревателя, причем для перегревателя применяется перлитная сталь - такая же, как для испарителя. Чтобы обеспечить работоспособность парогенератора с перлитной сталью, температура натрия второго контура несколько снижена по сравнению с БН-600 (505°C и 520°C, соответственно). Температура пара также несколько ниже (490°C вместо 505°C).

В БН-800 используется одна турбина.

Рабочие чертежи реактора БН-800 находятся на заводе "Атоммаш", уже изготовлены некоторые элементы корпуса.

На площадке Белоярской и Южноуральской станций начаты строительные работы. Пока эти работы ведутся в небольшом объеме. Предстоящий темп этих работ сегодня не очень ясен в связи с финансовыми трудностями, атомными настроениями в стране и регионах строительства.

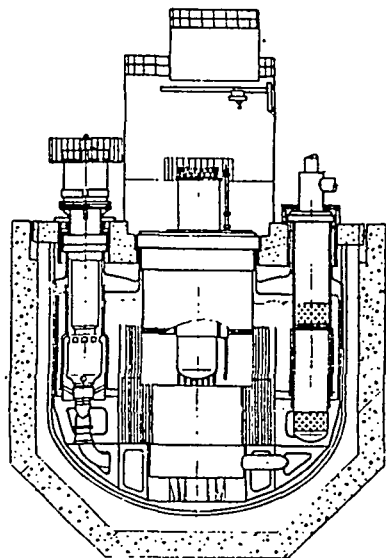
Несмотря на то, что получены положительные заключения от Госатомэнергонадзора и экспертной комиссии Главной государственной экологической экспертизы Госкомприроды СССР, целесообразность и возможность строительства АЭС БН-800 продолжает обсуждаться спонтанно возникающими группами людей и комиссиями.

5. Работа над проектом реактора БН-1600

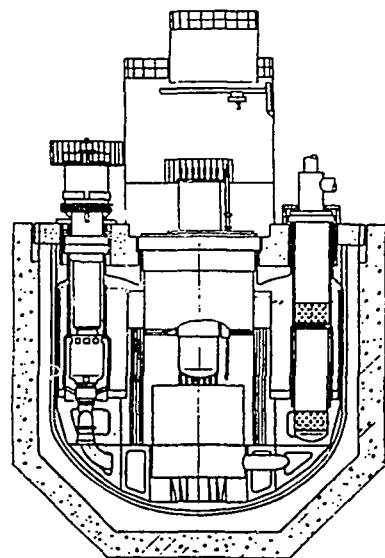
5.1. Реактор

В начале 1990 года совместно с руководством Минатомэнергопрома были рассмотрены направления работ по проекту прототипа будущего серийного реактора и принято решение углубить проектирование в сторону, главным образом, поисков дополнительных решений по повышению безопасности и улучшению экономических показателей. В число поставленных вопросов для дальнейшей проработки входят, например, такие:

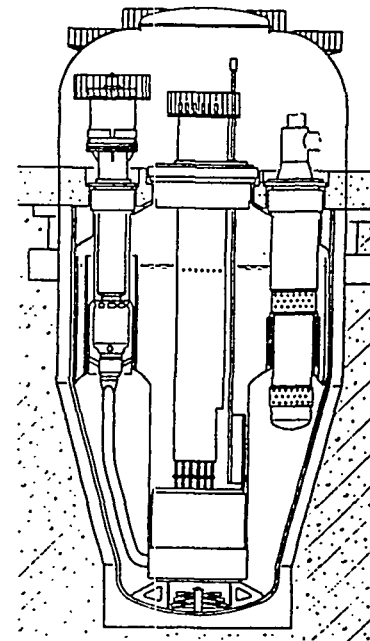
- полное исключение вывода радиоактивного натрия первого контура за пределы корпуса реактора;
- использование специальных встроенных теплообменников для аварийного выноса тепла непосредственно из реакторного бака и передачи тепла воздуху, обеспечение работы системы аварийного расхолаживания на пассивных принципах;
- использование дополнительных независимых органов аварийной остановки реактора, в том числе и функционирующих на пассивных принципах;
- сведение к минимуму положительной составляющей пустотного натриевого эффекта;
- сведение к минимуму запаса реактивности за счет повышения коэффициента воспроизводства активной зоны;
- обеспечение надежной естественной циркуляции при расхолаживании;
- повышение выгорания в активной зоне до 15-20% т.а.;
- возможность использования обычной и гетерогенной активной зоны;
- снижение гидравлического сопротивления активной зоны;
- проработка варианта активной зоны с перфорированными или бесчехловыми ТВС;
- тщательная и экономичная компоновка реактора и всех контуров, сокращение объемов строительных и конструкционных материалов;
- возможность сокращения количества теплоотводящих петель.



- 8INX + 4PP
- reactor vessel roof cooled by sodium
- steel radial shielding
- vertical tube refuelling device
- $M_{st} = 6400t$ (4.0t/MWe)
- $D_r = 18.9m$
- $H_r = 19.5m$



- 8INX + 4PP
- reactor vessel roof has no cooling
- steel and B_4C radial shielding
- vertical tube refuelling device
- $M_{st} = 4700t$ (3.0t/MWe)
- $D_r = 18.9m$
- $H_r = 19.5m$



- 4INX + 4PP
- reactor vessel roof has no cooling
- no radial shielding
- single transfer arm
- $M_{st} = 2700t$ (1.7t/MWe)
- $D_r = 17.0m$
- $H_r = 28m$

Fig. 3. BN-1600 design optimisation (elevations of three BN-1600 reactor versions, given in the same scale)

Отправной точкой при этих рассматриваниях является уже имеющийся проект (Фиг. 3.).

Ниже приводятся результаты первого этапа усовершенствования проекта реактора БН-1600. В качестве одного из важнейших критериев оптимизации используется удельная материалоемкость.

С целью улучшения технико-экономических характеристик реакторной установки был реализован ряд мероприятий, направленных на сни-

жение материалоемкости существующего проекта. Оптимизация на первом этапе проводилась в рамках основных конструкторских решений проекта при сохранении размеров основного корпуса.

По результатам уточнений условий теплопередачи от уровня натрия к крыше реактора через газовую прослойку были исключены верхние горизонтальные тепловые экраны. Значительное сокращение веса (~ 1200 т) дала замена стальных болванок внутрибаковой радиационной защиты на трубы, заполненные боросодержащими компонентами.

Уменьшение в связи с этим весовых нагрузок на опорный пояс позволило сократить толщины его элементов. Таким образом, оптимизация корпусных конструкций и внутрибаковой защиты сократила их материалоемкость на 1400 т. Оптимизация запасов прочности и уменьшение толщин обечаек и элементов защиты позволила несколько сократить вес поворотной защиты (~ на 60 т) и промежуточных теплообменников (~ на 3 т каждый).

Замена радиального направляющего аппарата центробежных насосов первого контура на аксиальный позволила значительно сократить диаметр насоса и уменьшить массу каждого на 50 т. В результате проведенных оптимизационных работ удельная металлоемкость реактора сократилась в 1,3 раза и достигла величины ~ 3,00 т/МВт(эл). Данный вариант представлен на Фиг. 3.

Для дальнейшего снижения материалоемкости потребовался отход от традиционных компоновочных решений и разработка новых вариантов

конструктивного исполнения реактора. В ходе проектно-конструкторских работ было рассмотрено несколько компоновочных решений. Один из вариантов представлен на Фиг. 3.

Компоновка данного варианта выполнена интегральной с размещением в корпусе реактора четырех насосов и четырех теплообменников, которые опираются на верхнюю неподвижную защиту. Основным отличием этого варианта является исключение внутрибаковой радиационной защиты. Последнее потребовало заглубления активной зоны реактора относительно основного теплообменного оборудования первого контура. Роль защиты выполняет слой натрия, толщина которого выбирается из условия допустимой активации теплоносителя второго контура. Заглубление активной зоны позволило исключить в поворотной защите стальные листы, погруженные в натрий, что существенно снизило её вес. Установка оборудования на верхней плите дала возможность отказаться от металлоемкого опорного пояса и установить активную зону непосредственно на днище бака.

Таблица I

Сравнительные массогабаритные показатели реактора типа БН-1600

	! БН-1600 !	! БН-1600 !	! БН-1600 М !
	! Вариант I !	! Вариант II !	! Вариант III !
Масса реактора с оборудованием первого контура, т	6400	4700	2700
в том числе:			
корпус реактора с внутрикорпусными устройствами (основной и страховочный корпус, опорный пояс для установки оборудования, натриевая камера, внутрибаковая радиационная защита)	4300	2900	1200
Защита поворотная	560	500	350
Промежуточные теплообменники	800 (8 шт.)	775 (8 шт.)	600 (4 шт.)
Насосы первого контура с электродвигателями	720 (4 шт.)	520 (4 шт.)	520 (4 шт.)
Удельная металлоемкость, т/МВт(эл)	4,00	3,00	1,7
Масса натрия в первом контуре, т	2500	2560	2480
Диаметр корпуса реактора, м	18,9	18,9	17,0
Высота корпуса реактора, м	19,5	19,5	28,0
		(с горловинами)	

Увеличение единичной мощности промежуточных теплообменников (четыре вместо восьми) и уменьшение толщины теплопередающих трубок с 1,4 мм до 1,0 мм уменьшило их вклад в металлоемкость реактора на 175 т. Замена прямого механизма перегрузки механизмом флажкового типа позволило уменьшить диаметр поворотной защиты и соответственно уменьшить её вес на 150 т.

Эти мероприятия одновременно привели к уменьшению диаметра корпуса реактора с 19,8 до 17 м, что дало, несмотря на увеличение его высоты до 28 м, значительное сокращение металлоемкости.

Необходимо отметить и недостатки данного варианта, а именно: существенно увеличена длина штанг СУЗ и внутриреакторных перегрузочных устройств, это требует большей высоты подкрановых путей (при операциях замены вышеназванного оборудования) и, соответственно, высоты здания.

Массогабаритные характеристики рассмотренных вариантов реактора и основного оборудования представлены в таблице 1.

5.2. Развитие секционно-модульной концепции парогенераторов применительно к проекту БН-1600

Эксплуатационные преимущества секционно-модульной концепции, отлично проявившиеся на БН-600, являются хорошим стимулом того, чтобы её развить и совершенствовать дальше. Таким последовательным развитием концепции следует рассматривать конструкции ПГН-200 М АЭС БН-600, а также конструкции парогенераторов для ядерных установок БН-800 и БН-1600.

Основа схемного решения модульной концепции, как известно, заключается в том, что парогенератор теплоотводящей петли расчленяется на отдельные секции, которые параллельно подключаются к раздающим и сборным коллекторам рабочих сред таким образом, что каждая секция может быть полностью отключена арматурой от коллекторов, т.е. от остальной части парогенератора. Секция, в свою очередь, может состоять из теплообменных модулей, представляющих функциональные части парогенератора – пароперегреватель, испаритель. Конструкции парогенераторов БН-600, БН-800 и БН-1600 показаны на Фиг. 4.

5.2.1. Парогенератор ПГН-200 М АЭС БН-600

В состав электростанции входят три парогенератора, каждый из которых состоит из восьми секций. Каждая секция состоит из трех модулей: испарителя (И), пароперегревателя острого пара (ОП), промежуточного пароперегревателя (ПП). Модули конструктивно аналогичны друг другу и представляют вертикальные прямотрубные теплообменники с компенсатором на корпусе.

Движение рабочих сред в модулях противоточное. Горячий натрий поступает в нижние натриевые камеры модулей ОП и ПП, проходит в межтрубном пространстве снизу вверх и поступает в смеситель модуля И, где потоки натрия смешиваются и проходят вниз по межтрубному пространству. Питательная вода поступает в нижнюю камеру модуля И и далее по трубкам проходит вверх, подогревается, испаряется и частично перегревается ($t_s + 20^\circ\text{C}$). Слабо перегретый пар из модулей И поступает в сборный коллектор и из него через отсечную арматуру в раздающий коллектор, откуда поступает в модули ОП и далее после перегрева – в сборный коллектор острого пара и на турбину. После цилиндра высокого давления пар поступает в модули ПП и перегретый возвращается в цилиндр среднего давления турбины.

По состоянию на конец 1989 г. ПГ отработали ~ 60 тыс. часов. За период от пуска (апрель 1980 г.) было ряд случаев потери герметичности в модулях ПГ, приведших в основном к необходимости замены модулей. Кроме того были случаи отключения секций и по другим причинам. Однако эти отключения не приводили к плановым длительным простоям блока. По существу именно секционная конструкция ПГ обеспечила пуск и освоение мощности энергоблока в плановые сроки.

5.2.2. Парогенератор для АЭС БН-800

Каждый из трех ПГ состоит из 10 секций. Секция парогенератора показана на Фиг. 4, из которой видно, что последняя состоит из двух модулей: И и ОП. Модуль ПП отсутствует, поскольку на БН-800 применен паро-паровой вторичный перегреватель в составе турбоагрегата. Конструктивное исполнение модулей ПГ БН-800 одинаковое с

Таблица 2

Основные характеристики модульных парогенераторов советских быстрых реакторов

Наименование показателя	БН-600	БН-800	БН-1600
Тепловая мощность, МВт	490	700	1050
Паропроизводительность, кгс/с	160	292	440
Давление/температура пара, МПа, °С	13,7/505	13,7/490	13,7/490
Расход теплоносителя, кг/с	2060	2800	4197
Температура натрия П к., °С	520/328	505/309	505/309
Количество модулей, секция/ПГ, шт.	3/24	2/20	3/24
Количество теплообменных труб (16 x 2,5 мм), шт.:			
испарителя	15232	15228	14580
перегревателя	12752	13528	9370
Масса ПГ одной петли, т	879	1310	1528
в том числе:			
теплообменные модули	467,2	407	416
теплообменные трубы	88,9	71	89,5
трубопроводы обвязки	190	303,2	563,3
металлоконструкции	221,6	600	549
Удельная масса ПГ, кг/кВт (т)	1,79	1,87	1,45

ПГН-200М. Отличия ПГ БН-800 от ПГН-200М, кроме исключения промперегревательных модулей, заключаются в следующем:

- увеличена мощность;
- в качестве материала модулей ОП применена перлитная сталь 10Х2М ($2\frac{1}{4}$ Cr I Mo);
- усовершенствована система аварийной защиты парогенератора.

Применение для модулей ОП перлитной стали (такая же сталь применена и в модулях И) потребовало снижения температуры натрия на входе в ПГ с 520°С (в ПГ АЭС БН-600) до 505± 5°С и острого пара с 505°С до 490°С.

Исключение натриевого промперегревателя, замена аустенитного материала на перлитную сталь и увеличение единичной мощности улучшило экономические показатели ПГ БН-800.

5.2.3. Парогенератор АЭС БН-1600

При разработке стремились уменьшить количество трубопроводов обвязки секций и сократить количество арматуры при сохранении конструкций теплообменных модулей. Оптимизация конструкций секций ПГ показала возможность выполнения секции большей, чем в ПГ БН-800 мощности из трех модулей: двух И и одного ОП. При этом конструкция всех трех модулей максимально унифицирована, в них использована перлитная сталь. Конструкция секции показана на Фиг. 4. В модулях разъемные соединения пароводяных камер заменены на приварные штампованные крышки, что заметно снизило вес модулей.

Каждый из четырех парогенераторов АЭС БН-1600 состоит из 8 секций. Технические характеристики представлены в таблице 2.

Для повышения экономических характеристик энергоблока в настоящее время разрабатываются парогенераторы корпусного типа на более высокие параметры пара.

6. Исследовательские работы

6.1. Физика быстрых реакторов

Основные процессы взаимодействия нейтронов с материалами быстрых реакторов в настоящее время описываются достаточно хорошо. Менее надежным является знание ядерных констант для гипотетических аварийных ситуаций, для расчета накопления некоторых изотопов. Требуется дальнейшая работа по взаимосогласованию файлов оцененных данных и групповых констант разного уровня детализации.

Точность расчета быстрых реакторов необходимо повышать за счет более широкого применения не диффузионных методов анализа в двумерной и трехмерной геометриях для описания и статистики и динамики.

Критические сборки продолжают давать поводы для уточнения отдельных эффектов и констант. Так, программа изучения поглощения нейтронов никелем и хромом показала, что принимавшееся поглощение нейтронов этими материалами преувеличено. Подобная ситуация была отмечена и при изучении поглощения стабильными продуктами деления.

В плане метрологии физических измерений на критсборках было выполнено сравнение методик измерения эффектов реактивности в условиях сильного влияния пространственных эффектов (совместно со специалистами Аргоннской национальной лаборатории и Кадарашского центра), а также сравнительные измерения скоростей реакций на сборке "Мазурка". Предусматривается совместная программа определения $\beta_{эф}$ на сборке БЭС со специалистами Франции и ГДР.

На большом стенде БЭС изучалась большая гетерогенная активная зона. В ближайшее время наибольшее внимание будет уделяться изучению вопросов безопасности. Некоторое время займет исследование моделей с металлическим топливом.

6.2. Теплогидравлика

Многолетние экспериментальные и теоретические исследования теплообмена в правильных и деформированных пучках стержней позволили создать эффективные методы и коды теплогидравлического расчета топливных сборок, а на его основе и термомеханического расчета радиационно-деформированной топливной сборки. В 1988 году были выпущены "Методические указания и рекомендации по теплогидравлическому расчету активных зон быстрых реакторов".

Развиты также методы детального расчета теплогидравлических характеристик теплообменного оборудования. Ведутся исследования течения теплоносителя в коллекторах.

Решение подобных задач требуется и для нестационарных режимов. В настоящее время развиваются работы по исследованию нестационарных, переходных процессов в реакторах, в частности, при аварийных остановках с возможностью вскипания натрия. Предполагается начать исследования процессов вскипания натрия в топливных сборках. В этих процессах может оказаться существенной роль дистанцирующей проволоки, в качестве центров интенсивного парообразования. Такие центры могут снижать предварительный перегрев натрия. Такая работа ставит серьезные экспериментальные и расчетные трудности.

6.3. Технология натрия

Принципиальные для эксплуатации вопросы технологии натрия разрешены. Созданы и успешно работают система контроля примесей в натрии, приборы контроля протечек парогенераторов; это же относится к системам очистки от примесей. Отмывка оборудования от остатков натрия и дезактивация оборудования первого контура освоены практически на всех натриевых реакторах.

В технологии неизометрических натриевых контуров большого объема следует обратить внимание на изучение возможностей накопления примесей в застойных зонах, холодных участках, газовых объемах над уровнем натрия и на последующее поведение этих примесей.

Кинетику примесей следует изучать и при более высоких, чем рабочие, температурах — для анализа аварийных условий.

Оперативный безотборный контроль примесей, безусловно, должен развиваться и совершенствоваться. Меры предотвращения утечек натрия в атмосферу и возникновения пожаров - это задача, которая будет требовать дальнейшей изобретательности конструкторов и технологов.

Проблемы снятия АЭС с эксплуатации применительно к быстрым реакторам ставят специфическую для них задачу утилизации натрия первого контура, либо его надежного хранения. Эта задача входит и в наши планы.

A REVIEW OF THE UNITED KINGDOM FAST REACTOR PROGRAMME

J.I. BRAMMAN*, J.D. FREW**, C.V. GREGORY**,
H.B. HICKEY*, W.H. WHITLOW*

* AEA Technology.

United Kingdom Atomic Energy Authority,
Risley, Warrington, Cheshire

** Dounreay Nuclear Power Development Establishment,
United Kingdom Atomic Energy Authority,
Thurso, Caithness

United Kingdom

Abstract

Total energy consumption in the UK in 1989 was 340 million tonnes of coal or coal equivalent, made up as follows: coal 31%, petroleum 35%, natural gas 24%, nuclear electricity 8%, hydroelectricity % and imported electricity 1%. About half of the nuclear electricity generated came from 14 Advanced Gas-Cooled Reactors (AGRs) and about half from the 24 older gas-cooled Magnox reactors, one Steam-Generating Heavy-Water Reactor (SGHWR) and one fast reactor (the Prototype Fast Reactor, PFR, at Dounreay).

The privatization of the Electricity Supply Industry (ESI) in the UK is proceeding. On 9 November 1989, however, it was announced by the Secretary of State for Energy that the privatization plan would be changed and that the CEBG's nuclear stations were to remain in state ownership, through the formation of an additional company, Nuclear Electric. At the same time, the Secretary of State for Scotland announced the formation of a similar state-owned company, Scottish Nuclear. Nuclear Electric were asked, in the interim, to examine priorities in the whole nuclear field with particular reference to the improvement of the economics and performance of existing reactors, to the development of the Sizewell and alternative reactors and to the development of longer-term options such as the fast reactor and fusion. Nuclear Electric has been asked to formulate its new policy by June 1990.

The PFR programme will continue to be funded by the UK government until March 1994. AEA Technology is endeavouring to find alternative funding to maintain the operation of the PFR until at least the year 2000. The House of Commons Select Committee on Energy stated in its report that the fast reactor "is a matter for the British Government to foster as a long-term option for the generation of electricity in this country", and recommended that in the interim the Government reassesses its position on this new technology in the light of increasing concern about CO₂ emissions and the long-term viability of traditional fission.