

Е.О. Адамов

Не вырубишь топором...



[illegible]

Е.О. Адамов

Не Вырубишь топором...

Москва
НИКИЭТ им. Н.А.Доллежала
2009

УДК 621.039

А-161 Адамов Е.О. Не вырубишь топором... М.: НИКИЭТ им. Н.А.Доллежала. 2009. 330 с.

ISBN 978-5-98706-044-5

Издание сборника трудов стало традицией юбиляров. Очевидно, поэтому деловитые мои коллеги задолго до апреля 2009 г. предложили план юбилейных мероприятий и внесли в него соответствующую строку. Мне было выдано задание, приступить к выполнению которого было то ли лень, то ли недосуг.

Сосредоточившись на задаче, я понял, что в лоб она не решается. Точнее, не имеет смысла. Во-первых, потому что написано (или подписано) достаточно много. Одновременное опубликование не только слишком объёмно, но и по разнообразию тематики вряд ли может быть каждому конкретному читателю интересно. Во-вторых, за десятилетия происходит множество изменений, и не под всем, что опубликовано много лет назад, я сегодня поставил бы свою подпись.

ISBN 978-5-98706-044-5

© НИКИЭТ им. Н.А.Доллежала, 2009

© Адамов Е.О., 2009

Содержание

Предисловие.....	4
Список некоторых публикаций Адамова Евгения Олеговича	6
Глава 1. Рабочие тела и теплоносители ядерных энергетических установок.....	25
Глава 2. Системы управления	29
Глава 3. Анализ причин чернобыльской аварии.....	45
Глава 4. Модернизация АЭС с реакторами РБМК и её итоги	67
Глава 5. Есть ли будущее у канальных уран-графитовых реакторов?	168
Глава 6. Эволюция подходов к конструкции ядерных реакторов.....	192
Глава 7. О радиационно-эквивалентном обращении ядерных материалов в топливном цикле ЯЭ	217
Глава 8. Формирование Стратегии развития ЯЭ и предложений к Инициативе Президента РФ Путина В.В. на Саммите тысячелетия	244
Глава 9. Разное.....	307
Глава 10. К науке отношения не имеющая	313

Предисловие

Издание сборника трудов стало традицией юбиляров. Очевидно, поэтому деловитые мои коллеги задолго до апреля 2009 г. предложили план юбилейных мероприятий и внесли в него соответствующую строку. Мне было выдано задание, приступить к выполнению которого было то ли лень, то ли недосуг.

Сосредоточившись на задаче, я понял, что в лоб она не решается. Точнее, не имеет смысла. Во-первых, потому что написано (или подписано) достаточно много. Одновременное опубликование не только слишком объёмно, но и по разнообразию тематики вряд ли может быть каждому конкретному читателю интересно. Во-вторых, за десятилетия происходит множество изменений, и не под всем, что опубликовано много лет назад, я сегодня поставил бы свою подпись.

Все работы до начала 1980-х, к сожалению, в основном закрытые отчёты, вошедшие в полный список работ, написаны мной лично. Тем более, те, у которых нет соавторов. Позднее, как это обычно бывает у руководителей научных коллективов, отдельные авторы растворяются в числе подписантов. Однако уже давно я руководствуюсь правилом подписания работ, в которых (а не обязательно в тексте публикации) усматриваю ту или иную свою роль. Причём это – не роль директора, на предприятии которого работа выполняется. Должно быть, то или иное творческое участие. Мне приходилось существенно править статьи и доклады, отказываясь, тем не менее, от авторства в них. Это была позиция директора или Министра, считавшего, что от имени института или отрасли нужна такая правка. Я подписывал статьи и без всякой правки, когда они отражали давно сформированную общую концепцию, например, по стратегическим вопросам развития ядерной энергетики, и были подготовлены моими единомышленниками. Но, как правило, включение меня в авторский коллектив дорого стоит остальным участникам – вплоть до отказа от публикации. Однако нет ни одного печатного материала, который вышел только за моей подписью, и который бы написал кто-то, кроме меня.

После этих необходимых, на мой взгляд, разъяснений, несколько слов о структуре сборника. Принята историческая последователь-

ность, вполне очевидно привязанная к смене (расширению) тематической деятельности и должностной позиции. Полностью приводятся только те публикации, которые по тем или иным причинам я считаю важными в контексте рассматриваемых в каждой из глав проблем. Остальные (монографии прежде всего, а также серии публикаций в рамках одной проблематики), так или иначе, комментируются и сопровождаются выходными данными, чтобы, паче чаяния, если кто-то заинтересуется ими, можно было отыскать.

Не обессудьте, что приводимый список публикаций заведомо является неполным, и даже специально сокращённым, по отношению к тому, который время от времени пополнялся и сохраняется под руками. Даже поверхностный анализ списка, считавшегося полным, показал, что какие-то публикации в нём упущены, так как обновлялся он от случая к случаю. Настоящее событие таким случаем не является. Никто не заботился о его канонической подготовке. Давайте считать этот список не более, чем свидетельством круга интересов человека на жизненном пути.

СПИСОК некоторых публикаций Агамова Евгения Олеговича

1964

Авторское свидетельство на изобретение. № 45681 с пр. от 26.06.64, В соавторстве: Гвердцители И.Г., Миллионщиков М.Д., Пономарев-Степной Н.Н. и др.

1970

Современное состояние и тенденции развития энергетических установок для космических объектов. "Военная авиация и ракетная техника" № 11, 1970 г.

Применение дистанционноуправляемых манипуляторов в космосе. "Военная авиация и ракетная техника" № 1-2, 1970 г.

1971

Топливные элементы и их применение в авиакосмической технике. "Военная авиация и ракетная техника" № 10, 1971 г.

Ракеты-носители с ядерными ракетными двигателями и перспективы их использования в космических программах. "Военная авиация и ракетная техника", № 1-2, 1971 г.

Электрические ракетные двигатели с питанием от солнечных батарей. "Военная авиация и ракетная техника", № 16, 1971 г.

Роль топливных элементов в аэрокосмической технике. "Военная авиация и ракетная техника", № 10, 1971 г.

1972

Двухцелевая ядерная ракетная установка. "Военная авиация и ракетная техника", № 3, 1972 г.

Выбор энергетической установки для орбитальной космической станции. "Военная авиация и ракетная техника", №5, 1972 г.

Космические ядерные энергетические установки мощностью 1-100 кВт с прямым преобразованием энергии. "Военная авиация и ракетная техника", №7-8, 1972 г.

Перспективы применения дистанционно управляемых манипуляторов на космических аппаратах. "Военная авиация и ракетная техника", №9, 1972 г.

1973

Универсальная ступень ракеты-носителя с солнечно-электрической двигательной установкой. "Военная авиация и ракетная техника", №6, 1973 г.

Применение радиоизотопных энергетических установок в космических исследованиях. "Военная авиация и ракетная техника", № 17, 1973 г.

1974

Основные схемы и характеристики газофазных ядерных ракетных двигателей. "Военная авиация и ракетная техника", № 10, 1974 г.

1975

Исследования делящейся плазмы по программе газофазных ядерных ракетных двигателей в США. "Военная авиация и ракетная техника", №8, 1975 г.

1976

Исследования в США по созданию орбитальных энергетических установок для наземного энергоснабжения. "Военная авиация и ракетно-космическая техника", №4, 1976 г.

Расчетный анализ распределения водорода в ЯЭУ малой мощности с гидридным замедлителем и ЖМТ при стендовых испытаниях. Всесоюзная конференция "Современные проблемы двигателей и энергетических установок летательных аппаратов", Москва, 1976 г. В соавторстве с Плюховым А.Д.

1980

Высокотемпературная гелиевая реакторная петля ПГ-100. Вопросы атомной науки и техники. Серия "Атомно-водородная энергетика и технология" 1980 г. В соавторстве: Абрамов А.С., Беспалов В.И., Пономарев-Степной Н.Н. и др.

1981

Вопросы унификации серии МГД-насосов с винтовым каналом. 10-е Рижское совещание по магнитной гидродинамике 1981 г.

Расчетный анализ распределения водорода в ЯЭУ с гидридным замедлителем на нестационарных режимах работы ЯЭУ. Конференция "Современные проблемы двигателей и энергетических установок летательных аппаратов" 1981 г. В соавторстве с Плюховым А.Д.

К усовершенствованию и унификации серии МГД-насосов с винтовым каналом. Всесоюзный симпозиум по автоматизированному и магнитогидродинамическому электроприводу. Таллин, 1981 г. В соавторстве: Реймал Л.Р., Тезару В.А. и др.

Полупроводниковый материал. Авт. свид. № 1044165 с пр. от 28.09.81 г. В соавторстве: Гришин В.К., Ситар В.И. и др.

1982

Комплексная автоматизация проектирования, разработки и изготовления изделий в опытных производствах НИИ и КБ. Техническое предложение. ОНТИ ИАЭ 1982 г. В соавторстве: Гнеденко В.Г., Дукарский С.М., Елпатьевский О.О., Золотов М.Г.

1983

Программное обеспечение системы КАПРИ. Конференция "САПР-83" Ленинград, 1983 г. В соавторстве: Тихонов А.Н., Корягин Д.А.

Система комплексной автоматизации конструирования, проектирования технологии и изготовления изделий в НИИ и КБ. "Станки и инструмент", № 12, 1983 г. В соавторстве: Гнеденко В.Г., Дукарский С.М. и др.

Проблемы интеграции систем автоматизации проектирования, гибкоперестраиваемой автоматизированной технологии и АСУ в опытном машиностроительном производстве. IX Всесо-

юзное совещание "Системы управления-83" Ереван, 1983 г. В соавторстве: Гнеденко В.Г., Корягин Д.А. и др.

Интерактивная система детализовки проекта КАПРИ. Конференция "САПР-83" Ленинград, 1983 г. В соавторстве: Елпатьевский О.О., Корягин Д.А., Луцикович В.В.

Манипулятор. Авт. свид. № 1183360 с пр. от 05.08.83.

Рабочие тела и теплоносители энергетических установок с аппаратами нагрева (тексты лекций). МАИ им. С.Орджоникидзе, Москва, 1983 г.

Теплофизический стенд для предпетлевых испытаний каналов ВТРС. Вопросы атомной науки и техники. Серия "Атомно-водородная энергетика и технология" 1983 г., вып.3(16). В соавторстве: Белоусов И.Г., Доронин А.С., Плюхов В.И. и др.

1984

Вопросы разработки и испытания серии МГД-насосов с винтовым каналом. 11-е Рижское совещание по магнитной гидродинамике, 1984 г. В соавторстве: Амброзен Э.В., Реймал Л.Р. и др.

Измерительная головка. Авт. свид. № 1238503 с пр. от 25.09.84 г. В соавторстве: Иванов В.Г., Виноградов С. и др.

Опыт эксплуатации САПР-ГПС в Институте атомной энергии им. И.В. Курчатова. Всесоюзная научно-техническая конференция "Проблемы создания и эксплуатации гибких автоматизированных систем в машиностроении". Вильнюс, 1984 г.

Проблемы интеграции систем автоматизации и технологии опытного машиностроительного производства. Сессия Научного совета АН СССР по теории машин и систем машин. Иваново, 1984 г.

The complex system of computer-aided design and manufacturing of products at smallbatch machinery production (the KAPRI system). Int. Conference on "The Development of Flexible Automation Systems" London, 1984. В соавторстве: Дукарский С.М.

Автооператор. Авт. свид. № 1191256 с пр. от 13.01.84 г. В соавторстве: Иванов В.Г., Ляпунов М.М. и др.

Комплексная система проектирования и изготовления изделий (КАПРИ). Сб. "30 лет атомной энергетике". Москва, Энергоатомиздат, 1984 г.

Способ теплофизических исследований изделий типа термосифон-конвективный тепловыделяющий элемент высокотем-

пературного расплавно-солевого реактора. Авт. свид. № 1225403 с пр. от 15.08.84 г. В соавторстве: Абрамов А.С., Артемьев А.В., Белоусов И.Г.

Проблемы интеграции систем автоматизации проектирования, технологии и управления в ОП. Всесоюзная научно-техническая конференция "Проблемные вопросы автоматизации производства" Минск, 1984 г. В соавторстве: Корягин Д.А. и др.

1985

Система комплексной автоматизации проектирования, разработки и изготовления изделий в мелкосерийном машиностроительном производстве. "Машиностроение", Москва-Будапешт, 1985 г. В соавторстве: Дукарский С.М.

Интегрированная система автоматизированного проектирования и производства изделий опытного машиностроительного производства. Вестник машиностроения. 1985 г. № 1. В соавторстве: Елпатьевский О.О., Иванов В.Г., Корягин Д.А. и др.

Принципы комплексной автоматизации опытного машиностроения. Всесоюзная конференция "Современные вопросы информатики, вычислительной техники и автоматизации", Москва, 1985 г. В соавторстве: Корягин Д.А.

Система комплексной автоматизации проектирования, разработки и изготовления в мелкосерийном машиностроительном производстве. "Проблемы машиностроения и автоматизации" № 5, 1985 г. В соавторстве: Дукарский С.М.

Повышение эффективности опытного машиностроения путем комплексной автоматизации проектных, конструкторских работ и технологии производства. Научная сессия Отделения информатики вычислительной техники и автоматизации АН СССР по вопросам САПР. В соавторстве: Корягин Д.А., Тихонов А.Н.

Интегрированная машиностроительная система КАПРИ. "Микропроцессорные средства и системы", № 4, 1985 г. В соавторстве: Дукарский С.М., Корягин Д.А.

Роботизированный механообрабатывающий комплекс, управляемый от микро-ЭВМ, для участка гибкого производственного КАПРИ. "Микропроцессорные средства и системы", № 4, 1985 г. Гримаило С.И., Камынин С.С., Корягин Д.А., Смольянов Ю.П.

1986

Strategy of Flexible Manufacturing System Construction. Proceedings of Japan-USA Symposium on Flexible Automation, Osaka, Japan, July 14-18, 1986. В соавторстве: Дукарский С.М.

Современные проблемы развития технологии интегрированных машиностроительных систем. Международный симпозиум "Проблемы информации и управления в технологии промышленного производства", Суздаль, апрель 1986 г. В соавторстве: Александров А.П., Тихонов А.Н., Корягин Д.А., Фролов К.В.

1987

Об одной концепции построения интегрированной машиностроительной системы в НИИ. Конференция "Проблемы создания гибких производственных систем в машиностроении", Каунас, октябрь 1987 г., стр. 72-75. В соавторстве: Дукарский С.М.

Принципы построения интегрированных машиностроительных систем экспериментального производства. Вестник машиностроения, 1987 г., № 8, стр. 31-37. В соавторстве: Дукарский С.М.

Система комплексной автоматизации проектирования, разработки и изготовления изделий в опытных производствах НИИ и КБ (система КАПРИ). Москва, ИАЭ ЭП 98-14/43, 1987 г. В соавторстве: Гнеденко В.Г., Дукарский С.М., Корягин Д.А. и др.

Аппаратные средства системы КАПРИ. Микропроцессорные средства и системы. Т.2, 1987 г. В соавторстве: Иванов В.Г., Ляпунов М.М.

Organizational-Technological Control of Flexible Automated Pilot Machinery Production. Proceedings of the IFIP Conference on Advances in Production Management Systems-APMS-87. Winnipeg, Manitoba, Canada, 1987. В соавторстве: Дукарский С.М.

Development of robotic systems for nuclear applications including emergencies. Remote Systems and Robotics in Hostile Environments International topical meeting "American Nuclear Society (ANS) Pasco, Washington, USA, April, 1987. В соавторстве: Егоров Ю.А., Иванов В.Г.

Повышение безопасности АЭС с РБМК. Атомная энергия. 1987. Т. 62, вып.4. В соавторстве: Асмолов В.Г., Василевский В.П., Егоров Ю.А. и др.

Анализ первой фазы развития аварийного процесса на IV блоке ЧАЭС. Международная конференция по показателям безопас-

ности ядерной энергетики, Вена, Австрия, 1987 г. В соавторстве: Никитин Ю.М., Подлазов Л.Н., Стенбок И.А., Черкашов Ю.М. и др.

The accident at the Chernobyl nuclear power plant: one year after. Nuclear power performance and safety. V.3. Safety and international cooperation. IAEA, Vienna, 1988 p.103-147. Атомная энергия. 1988. Т.64, вып.1. В соавторстве: Легасов В.А., Пономарев-Степной Н.Н., Черкашов Ю.М., Абагян А.А. и др.

Опытный и демонстрационный термоядерный реакторы с лазерным возбуждением. 18-я Европейская конференция по взаимодействию лазерного излучения с веществом, Прага, 4-5 мая 1987 г. В соавторстве: Ганев И.Х., Давыдов В.К., Хмельщиков В. и др.

Soviet reappraise RBMK Safety. Nuclear Engineering International, v. 32, No. 397, 1987.

1988

Повышение надежности работы канального энергетического реактора. Теплоэнергетика. №12, 1988. В соавторстве: Кузнецов С.П., Подлазов Л.Н., Борщов В.П. и др.

Автоматизированная информационная система контроля реакторов РБМК-1500: состояние и перспективы. International Conference on Man-Machine Interface in the Nuclear Industry (Control and Instrumentation, Robotics and Artificial Intelligence) Tokyo, Japan, February 1988. В соавторстве: Гаврилов П.А., Горелов А.И., Ефанов А.И., Михайлов М.Н., Сазонов Н.А.

Blanket for experimental fusion reactor (OTR) and principles of base structural materials selection. Fusion Technology, 1988, Elsevier Science Publishers, 1989. В соавторстве: Калинин Г.М., Рубин В.В., Сидоров А.М., Сидоренков А.В. и др.

Основные принципы и критерии обеспечения безопасности канальных уран-графитовых реакторов. Международный симпозиум по изучению опыта эксплуатационной безопасности АЭС, Франция, Париж, май 1988 г.

Разработка канального уран-графитового реактора. АЭС повышенной безопасности. Международная конференция по безопасности следующего поколения энергетических реакторов. США, Сиэтл, май 1988 г.

The analysis of an accident with instantaneous complete transversal rupture of a discharge header under check valve failure upstream of the RBMK-1500 distributing group header. International

ENS/ANS Conference on the Thermal Reactor Safety, Avignon, France 2-7 October, 1988. В соавторстве: Василевский В.П., Егоров Ю.А., Никитин Ю.М., Новосельский О.Ю., Черкашов Ю.М.

Safety of nuclear power plants under severe accident conditions. Proceedings of an Intern. Symp. on severe accidents in nuclear power plants. IAEA-NEA, Sorrento, Italy, March 21-25, 1988. В соавторстве: Асмолов В.Г., Вознесенский В.А., Брюнин С.В. и др.

1989

Опыт использования классификатора СКД и ТКД в автоматизированной системе классификации и анализа конструкторских работ и производства. Стандарты и качество; 1989 г. В соавторстве: Гаврикова Н., Дукарский С.М., Иноземцев В.Ф., Кондратьев Л., Шлюнин А.П.

The SPHINX Reactor for Engineering Tests. International Symposium on Research in Reactor Safety, Operation and Modifications. Canada, 1989

Letter to the Editor: A Soviet Response to a U.S. Analysis of the Chernobyl Accident of Localization System. Nuclear Safety, Oct.-Dec., vol.30, No. 4, 1989. В соавторстве: Никитин Ю.М., Черкашов Ю.М.

Расширенный анализ первой фазы развития аварийного процесса на IV энергоблоке ЧАЭС. Труды 1-й Междунар. раб. гр. по тяж. авариям и их последствиям. Дагомыс, Сочи, 30 окт. - 3 нояб. 1989, М., Наука, 1990. В соавторстве: Ионов А.И., Подлазов Л.Н., Черкашов Ю.М.

1990

Standard computer-aided system for experimental thermal physics investigation based on IBM PC and CAMAC code equipment. Japan-U.S.A. Symposium on Flexible Automation, Kyoto, 1990. В соавторстве: Яковлев Н.Е.

Состояние работ в СССР по созданию ЯЭДУ для межпланетных космических перелетов. Конференция "Ядерная энергетика в космосе", Обнинск, 1990 г. В соавторстве: Сметанников В.П., Коротеев А.С., Пономарев-Степной Н.Н., Федик И.И.

Концептуальный проект многопетлевого кипящего реактора повышенной безопасности МКЭР-800. Международный семинар «Безопасность реакторов канального типа», 14-18 мая, Торонто, Канада. В соавторстве: Черкашов Ю.М., Кузнецов С.П. и др.

Принципы разработки систем аварийной остановки ядерных реакторов. 1-я Всесоюзная конф. ЯО СССР, Обнинск, 26-29 июня 1990 г. В соавторстве: Ионайтис Р.Р.

Концепция гибкой автоматизации экспериментального машиностроения. Москва, НИКИЭТ, 1990. В соавторстве: Дукарский С.М.

Principles of Designing Mobile Robots for Nuclear Applications: Some Soviet Development Projects. ANS Winter Meeting, Washington, USA, 12-15 November, 1990. В соавторстве: Иванов В.Г., Harvey B. Meieran

Ядерная энергетика: безопасность, экономика и место в энергетическом балансе страны. Вести Академии наук БССР. Серия физико-энергетических наук, Минск, №4, 1990.

Concept for the development of nuclear reactor shutdown system. Proceed. of an Int. symposium on balancing automation and human action in NPPs jointly organized by the IAEA and the NEA of the OECD, Munich, Germany, 9-13 July, 1990. В соавторстве: Ионайтис Р.Р., Черкашов Ю.М.

1991

Chernobyl - five years later. Perspectives in Energy, v.1, 1991

Unconventional concepts of NPPs with inherent safety. Препринт НИКИЭТ, ЕТ-91/02, 1991. В соавторстве: Орлов В.В., Аврорин Е.Н., Горынин И.В. и др.

Safety on Lead-cooled Fast Reactors. Nuclear Europe Worldscan, Journal of ENS, No. 3/4, 1991, p. 42. В соавторстве: Орлов В.В.

The RBMK reactor improvement and its safety increase. Int. conf. "Nuclear accidents and nuclear power future", French Nuc. Society – USSR Nuc. Society, April 15-17, 1991. В соавторстве: Черкашов Ю.М.

Development of integrated control systems for soviet NPPs. 1st JSME/ASME Int. Conf. On Nuclear Engineering (ICONE), November 4-7, 1991, Tokyo, Japan. В соавторстве: Михайлов М.Н., Ухаров С.Г.

Renovation of nuclear power plants. 1st JSME/ASME Int. Conf. On Nuclear Engineering (ICONE), November 4-7, 1991, Tokyo, Japan. В соавторстве: Михан В.И., Черкашов Ю.М., Вайнштейн В.В., Юрченко Ю.Ф.

Two-circuit steam generating plant with lead coolant. Proc. of Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, Kyoto, Japan, Oct. 28 – Nov.1, 1991, vol. IV. В соавторстве: Орлов В.В. и др.

1992

Замена топливных каналов на 1-м энергоблоке Ленинградской АЭС. Атомная энергия. 1992. Т.72, вып.3. В соавторстве: Балдин В.Д., Родченков Б.С., Черкашов Ю.М., Гарусов Ю.В. и др.

Нетрадиционные концепции АЭС с естественной безопасностью (новая ядерная технология для крупномасштабной ядерной энергетики следующего этапа). Атомная энергия. 1992. Т.72, вып.4. В соавторстве: Орлов В.В., Аврорин Е.Н., Васильев А.П., Велихов Е.П., Вертман А.А., Горынин И.В. и др.

Некоторые направления улучшения экономических показателей АЭС. Атомная энергия. 1992. Т.72, вып.5. В соавторстве: Брюнин С.В., Стенбок И.А., Черкашов Ю.М.

Достижение радиационной эквивалентности при обращении с радиоактивными отходами ядерной энергетики. Атомная энергия. 1992. Т.73, вып.1. С.44-50. В соавторстве: Ганев И.Х., Орлов В.В.

The future of the Chernobyl Shelter. Int. conference "Nuclear DECOM 92", London, February 17-19, 1992.

The Damaged Power Unit of the Chernobyl NPP: Condition and Prospects. Int. conference "Nuclear DECOM 92", London, February 17-19, 1992. В соавторстве: Курносов В.А.

Upgrading first RBMK nuclear power plants (first and second units of Leningrad, Kursk, Chernobyl NPPs). Technical committee meeting on safety of RBMK reactors, IAEA, Vienna, Austria, 6-10 April, 1992. В соавторстве: Бурлаков Е.В., Курносов В.А., Черкашов Ю.М.

Nuclear Power in Russia - Realities and Prospects. World Energy Council 15th Congress, Madrid, September 20-25, 1992. В соавторстве: Михайлов В.Н.

A radical approach needed for a nuclear future in Russia. Nuclear Engineering International, vol.37, № 454, May 1992. В соавторстве: Орлов В.В.

Making the most of the remaining RBMKs: first-stage upgrade completed at Leningrad 1. Nuclear Engineering International, vol.38, №458, September, 1992. В соавторстве: Еперин А.П., Курносов В.А.

Low-power nuclear plants for district heating with pool-type reactor (Ruta). Int. Conf. "Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants", Tokyo, Japan, October 25-29, 1992. В соавторстве: Бочаров С.Г., Михан В.И., Роменков А.А., Черкашов Ю.М. и др.

Progress in Lead-Cooled Fast Reactor Design. Int. Conf. "Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants", Tokyo, Japan, October 25-29, 1992, vol. 2. В соавторстве: Орлов В.В., Смирнов В.С.

1993

Restructuring of power production and development of the export potential in Russia with the use of weapon-grade uranium and plutonium. International Conference "Fuel for Power Generation in Eastern Europe and the CIS", 13 vfe 1993.

Channel-type reactors: safety and development. Workshop on "Nuclear Power Safety", Albuquerque, Los Alamos, 1993.

Upgrade of units 1&2 of Leningrad NPP. STA/IAEA Nuclear Safety Information Meeting. Tokyo, Japan. 27-28 October 1993. В соавторстве: Еперин А.П.

Fast reactors and radwaste management. Nuclear Europe Worldscan, No 5-6, 1993. В соавторстве: Ганев И.Х., Орлов В.В.

Life management, backfitting and prospects for the RBMK-a Russian view. PLEX'93, Zurich, 29 November – 1 December, 1993. В соавторстве: Еперин А.П.

Attainment of radiation equivalency in nuclear power radioactive product management. Nuclear Technology, v.104, No. 2, p. 233-241, 1993. В соавторстве: Ганев И.Х., Орлов В.В.

Perspective channel-type reactor with enhanced safety. Nuclear Engineering and Design, v.147, 1993. В соавторстве: Гроздов И.И., Кузнецов С.П., Петров А.А. и др.

Restructuring of power production and the development of the export potential in Russia with the use of weapon-grade uranium and plutonium. Intern. Conf. "Fuel for Power Generation in Eastern Europe and the CIS, Brussels, Belgium, May 12-14, 1993.

Атомная энергетика России: реалии и перспективы. Тепло-энергетика, №6, 1993. В соавторстве: Михайлов В.Н.

1994

Security of Energy Supply for Europe. Role of Russia. Seminar, Universite Paris Dauphine, Centre de Geopolitique de l'Energie et des Matieres Premieres, Paris, 1994.

Channel-type reactors: nuclear safety upgrading. The 4th International Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics, Operations and Safety, Taipei, Taiwan, 1994.

The channel-type reactor line in nuclear engineering after the Chernobyl accident. BNES/ENS International Conference on Thermal Reactor Safety Assessment, Manchester, UK, May 23-26, 1994.

Реструктурирование энергетического и развитие экспортного потенциала России с использованием запасов оружейного урана и плутония. Журнал «Энергетическое строительство», 1994 г. В соавторстве: С.В. Брюнин, В.В. Орлов.

History, philosophy, hopes and expectations. Safety of Design Solutions and Operation of NPP with RBMK reactors, CEC, Brussels, Belgium, June 1994.

RBMK design safety. Safety of Design Solutions and Operation of NPP with RBMK reactors, CEC, Brussels, Belgium, June 1994.

Nuclear power status and prospects: Lessons of TMI and Chernobyl. Int. seminar "Chernobyl: No More", Venice, Italy, July 4-5, 1994.

Канальное направление реакторостроения: состояние и перспективы. Атомная энергия, т.76, вып.4, 1994.

The role of nuclear power in the long-term energy policy of Russia. Power-Gen'94 Asia. The Global Power Exhibition and Conference for Asia, Hong Kong, 1994. В соавторстве: Брюнин С.В., Орлов В.В.

The second nuclear era: a perspective from Russia. IAEA Bull., v.36, No.1, 1994.

Requirements to a new nuclear technology for the large-scale power industry. Proc. of Int. Conf. on Advanced Reactors Safety (ARS'94), Pittsburgh, USA, Apr. 17-21, 1994, vol. 1, p.p. 636-642. В соавторстве: Орлов В.В.

Liquid lead cooled fast reactor concept. Proc. of Int. Topical Meeting (ARS'94), Pittsburgh, USA, Apr. 17-21, 1994, vol. 1, p. 502. В соавторстве: Цикунов В., Филин А.И. и др.

Conceptual Design of BREST-300 Lead-Cooled Fast Reactor. Proc. of Int. Conf. on Advanced Reactors Safety (ARS'94), Pittsburgh, USA, Apr. 17-21, 1994, vol. 1, p.p. 509-515. В соавторстве: Орлов В.В., Смирнов В.С. и др.

1995

New concept of nuclear involvement in overcoming world energy problems. World Energy Council 16th Congress, Tokyo, Japan, October 8-13, 1995. В соавторстве: Михайлов В.Н., Велихов Е.П., Дьяков А.Ф.

1996

European challenges and solutions in nuclear safety. Seminar organized by the European Commission, Luxemburg, February, 1996.

Some social and economic problems, tasks and purposes of nuclear power in Russia. The 4th Intern. Conf. on Nucl. Engng, New Orleans, Louisiana, USA, March 10-14, 1996. В соавторстве: Брюнин С.В., Орлов В.В.

Facilities with MKER-800 as a reactor system having improved safety. The 4th Intern. Conf. on Nucl. Engng, New Orleans, Louisiana, USA, March 10-14, 1996. В соавторстве: Брюнин С.В., Гроздов И.И., Кузнецов С.П. и др.

A new impulse in the development of nuclear pool-type reactors for underground heating plant: designing, running background and possible perspectives. The 4th Intern. Conf. on Nucl. Engng, New Orleans, Louisiana, USA, March 10-14, 1996. В соавторстве: Михан В.И., Роменков А.А., Мельников Н.Н. и др.

Chernobyl accident causes: overview of studies over decade. IAEA Int. Conf. One Decade After Chernobyl: Nuclear Safety Aspects. Vienna, Austria, April 1-3, 1996. В соавторстве: Черкашов Ю.М., Подлазов Л.Н., Никитин Ю.М., Бурлаков Е.В., Пономарев-Степной Н.Н. и др.

Upgrading of RBMK Reactors: Safety Enhancement Measures. IAEA Int. Conf. One Decade After Chernobyl: Nuclear Safety Aspects. Vienna, Austria, April 1-3, 1996. В соавторстве: Черкашов Ю.М., Бурлаков Е.В., Пономарев-Степной Н.Н.

Энергоблок АЭС с реакторной установкой повышенной безопасности МКЭР-800. Доклад на Международном семинаре ЯО России «Уроки Чернобыля. Технические аспекты». Десногорск, 15-19 апреля, 1996. В соавторстве: Черкашов Ю.М., Петров А.А. и др.

Модернизация реакторов РБМК – мероприятия по повышению безопасности. Доклад на Международном семинаре ЯО России «Уроки Чернобыля. Технические аспекты». Десногорск, 15-19 апреля, 1996. В соавторстве: Черкашов Ю.М., Петров А.А. и др.

Влияние трансмутационного топливного цикла на достижение радиационной эквивалентности высокоактивных отходов и

природного урана в ядерной энергетике России. Атомная энергия. 1996. Т.81, вып.6. В соавторстве: Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Орлов В.В. и др.

Степень приближения к радиационной эквивалентности ВАО и природного урана в топливном цикле России. Атомная энергия. 1996. Т.81, вып.6. С.403-409. В соавторстве: Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Орлов В.В. и др.

1997

Баланс активности отходов сырья в перспективной ядерной энергетике (The raw material and waste activity balance in the projected nuclear power of Russia). Nucl. Engng Des., 1997, v.173, No. 1-3, p. 277-291. В соавторстве: Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Муратов В.Г., Орлов В.В.

Состояние и перспективы канальных водографитовых реакторов. Nucl. Engng Des., 1997, v.173, No. 1-3. В соавторстве: Бурлаков Е.В., Гроздов И.И., Петров А.А., Черкашов Ю.М.

Реактор бассейнового типа с внутренне присущей безопасностью - генератор низкопотенциального типа для нужд теплоснабжения, кондиционирования воздуха и опреснения соленых вод. Nucl. Engng Des., 1997, v.173, No. 1-3. В соавторстве: Черкашов Ю.М., Роменков А.А., Михан В.И.

Быстрый реактор следующего поколения. Nucl. Engng. Des., 1997, v.173, No. 1-3. В соавторстве: Орлов В.В., Филин А.И., Смирнов В.С. и др.

Nuclear power at next stage: cost-effective breeding, natural safety, radwastes, non-proliferation. Nucl. Engng. Des., 1997, v.173, No. 1-3, p.p. 33-41. В соавторстве: Орлов В.В.

Нейтронно-физические показатели реакторов крупномасштабной ЯЭ России. Атомная энергия. 1997. Т.82, № 1. В соавторстве: Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Муратов В.Г.

Модели развития крупномасштабной ядерной энергетики России с трансмутационным ЯТЦ и достижением радиационной эквивалентности высокоактивных отходов и природного урана. Атомная энергия. 1997. Т.82, вып.1. В соавторстве: Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Муратов В.Г.

Минимизация высокоактивных отходов при функционировании крупномасштабной ядерной энергетики России. Атомная

энергия. 1997. Т.82, вып.3. В соавторстве: Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Муратов В.Г.

Минимизация высокоактивных отходов при замене ядерной технологии производства электроэнергии в России. Атомная энергия. 1997. Т.83, вып.2. В соавторстве: Ганев И.Х., Лопаткин А.В. и др.

Безопасность АЭС с канальными реакторами. Реконструкция активной зоны. Энергоатомиздат, Москва, 1997. В соавторстве: Белянин Л.А., Лебедев В.И., Гарусов Ю.В., Черкашов Ю.М.

Engineering problems of nuclear safety. Proc. of ICONNE 5: 5th Int. Conf. on Nuclear Engineering, Nice, France, May 26-30, 1997. В соавторстве: Frolov K.V.

VK-300 Simplified Vessel-Type Boiling Water Reactor: Conceptual Design and Safety. Proc. Of ICONNE 5: 5 Int. Conf. on Nuclear Engineering, Nice, France, May 26-27, 1997. В соавторстве: Кузнецов Ю.Н., Токарев Ю.И.

The next step for nuclear power development – a need for revised reactor and fuel cycle concept. Scientific Afternoon of the 41st General Conference, IAEA, Vienna, September 1997. В соавторстве: Михайлов В.Н.

The Role of Intergovernmental Institution in the Nuclear Power Field. Asia Seminar on the Future of Nuclear Power, Seoul, Korea - June 23-25, 1997.

1998

Показатели реакторов крупномасштабной ядерной энергетики России. Атомная энергия. 1998. Т.85, вып.5. В соавторстве: Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Муратов В.Г., Орлов В.В.

Равновесная активность объектов ЯТЦ в перспективной ядерной энергетике России. Атомная энергия. 1998. Т.85, вып.5. В соавторстве: Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Муратов В.Г., Орлов В.В.

Наработка актиноидов в открытом и замкнутом ЯТЦ. Атомная энергия. 1998. Т.85, вып.1. В соавторстве: Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Муратов В.Г., Орлов В.В.

Параметры хранилища для окончательного захоронения высокоактивных отходов в перспективной ядерной энергетике. Атомная энергия. 1998. Т.85, вып.1. В соавторстве: Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Муратов В.Г., Орлов В.В.

Белая книга ядерной энергетики. М.: Изд-во ГУП НИКИЭТ, 1998. В соавторстве: Орлов В.В., Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Брюнин С.В. и др.

Замкнутый топливный цикл ядерной энергетики, отвечающий требованиям нераспространения ядерного оружия и радиационной эквивалентности при захоронении радиоактивных отходов. Конференция МАГАТЭ по заключительной части ЯТЦ, Вена, 1998. В соавторстве: Габараев Б.А., Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Орлов В.В.

Развитие атомной энергетики на базе новых концепций ядерных реакторов и топливного цикла. Конференция «Тяжелые жидко-металлические теплоносители в ядерных технологиях» (ТЖМТ-98). Обнинск, ГНЦ РФ ФЭИ, октябрь 1998. В соавторстве: Иванов В.Б., Нигматулин Б.И., Орлов В.В., Пономарев-Степной Н.Н. и др.

Russian and global prospects of nuclear power. The Open-Ended Round Table Discussion on the Challenges of and Prospects for Nuclear Power in Different Regions of the World. IAEA, Vienna, September 23, 1998

Nuclear energy for sustained world development. 2nd Intern. Seminar On the Future of Nuclear Energy, Cannes, May 10-12, 1998. В соавторстве: Габараев Б.А., Орлов В.В.

1999

Самосогласованная модель развития ядерной энергетики и ее топливного цикла. Атомная энергия. 1999. Т.86, вып.5. В соавторстве: Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Орлов В.В., Смирнов В.С.

World development and nuclear power in the 21st century. 2nd Scientific Forum of the IAEA during the 43rd General Conference "Sustainable Development: A Role for Nuclear Power?" Vienna, September 28, 1999

Трансмутационный топливный цикл в крупномасштабной ядерной энергетике России. Москва, ГУП НИКИЭТ, 1999. В соавторстве: Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Муратов В.Г., Орлов В.В.

Risks and safety of nuclear technology. Forum Engelberg. 10th Conf. Risks and Safety of Technical Systems – In View of Profound Changes. March 26, 1999

Международное хранение ядерного топлива и утилизация плутония. Семинар по проблемам российско-американского

сотрудничества в области мирного использования ядерной энергии и ядерного разоружения. Москва, 20 мая 1999 г.

Supply of fuel for nuclear power – present situation and perspectives. 24th Symposium of Uranium Institute, London, September 9, 1999.

Fuel cycle waste in the context of large-scale nuclear power development. DOE Intern. Conf. on Geological Repositories, Denver, Colorado, USA, November 1, 1999.

Политические, экономические и экологические перспективы ядерных технологий в XXI веке. 2-я Всероссийская научная конференция «Россия – XXI век», Москва, 30 ноября, 1999.

2000

Nuclear realities and prospects. International Youth Nuclear Congress 2000, Bratislava, Slovakia, April 9-14, 2000.

Nuclear power in Russia: status and prospects. The 33rd JAIF Annual Conference. "Regaining Trust in Nuclear Energy - Now and the Future". Tokyo, April 26-28, 2000.

Self-consistent model of nuclear power and nuclear fuel cycle. Nuclear Engineering and Design, 198, 199-209, 2000. В соавторстве: Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Орлов В.В., Смирнов В.С.

К Инициативе Президента Путина по энергетическому обеспечению устойчивого развития человечества, кардинальному решению проблем нераспространения ядерного оружия и экологическому оздоровлению планеты Земля. Московская международная конференция по нераспространению, Гост. «Метрополь», 6-7 октября, 2000.

Атомная энергетика и экологическая безопасность. Научно-практическая конференция Фонда им. В.И. Вернадского, Москва, 17 октября, 2000. Рачков В.И.

2001

Self-consistent Model of nuclear Power and Nuclear Fuel Cycle. INTERNATIONAL MEETING «Nuclear Power in Eastern Europe: Safety, European Integration, Free Electricity Market», June 18-20, 2001, Varna, Bulgaria. В соавторстве: Ganey I. et al.

President Putin's initiative at the millennium summit – fulfilling "Fermi's dream" and tackling cardinal problems of the 21st century.

International conference “E. Fermi and Nuclear Energy”, October 15-16, 2001, Pisa, Italy. В соавторстве: Михайлов В.Н., Румянцев А.Ю.

2002

Nuclear Knowledge, requirements, status and perspectives – view from Russia. IAEA Meeting “Managing Nuclear Knowledge”, Vienna, Austria, June 17-19, 2002.

Инновационный проект АЭС с реактором БРЕСТ и пристанционным топливным циклом для площадки Белоярской АЭС. Третья научная конференция Минатома России «Атомная энергетика. Состояние и перспективы». В соавторстве: Беззубцев В.С., Емельянов В.С., Орлов В.В. и др.

Losing Nuclear Knowledge – a Safety Concern and a Threat to Development. Scientific Forum “Managing Nuclear Knowledge”, IAEA, Vienna, Austria, September 17-18, 2002.

2003

Fast reactors and ADS in Russia. “Winter School on Astrophysics, ADS, and First Results”, Centre de Physique des Houches, France, February 24-28, 2003. В соавторстве: Орлов В.В.

Nuclear power development based on new concepts of nuclear reactors and associated fuel cycle. President Putin’s initiative. ICONE-11, Tokyo, Japan, April 20-23, 2003. В соавторстве: Орлов В.В., Габараев Б.А., Грачев А.Ф. и др.

Nuclear power development on the basis of new nuclear reactor and fuel cycle concepts. Int. Conf. On Innovative Technologies for Nuclear Fuel Cycles and Nuclear Power, IAEA, Vienna, Austria, June 23-26, 2003. В соавторстве: Филин А.И., Орлов В.В.

Radiation-equivalent approach to radioactive waste management. Remaining Issues in the Decommissioning of Nuclear Powered Vessels, 309-317, 2003, Kluwer Academic Publishers. В соавторстве: Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Орлов В.В.

Потенциал развития и возможность достижения состояния радиационной эквивалентности урана и отходов в перспективной ядерной энергетике. Атомная энергия. 2003. Т.95, вып.2. В соавторстве: Габараев Б.А., Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Муратов В.Г., Орлов В.В.

2005

Машиностроение ядерной техники. Энциклопедия «Машиностроение». Том IV-25, книга 1. М.: Машиностроение, 2005. В соавторстве: Драгунов Ю.Г., Орлов В.В., Абагян Л.П. и др.

Машиностроение ядерной техники. Энциклопедия «Машиностроение». Том IV-25, книга 2. М.: Машиностроение, 2005. Под ред. Е.О. Адамова.

2006

Канальный ядерный энергетический реактор РБМК. М.: Изд-во ГУП НИКИЭТ, 2006. В соавторстве: Абрамов М.А., Авдеев В.И. и др.

2007

Вклад НИКИЭТ в формирование стратегии развития ядерной энергетики России. Атомная энергия. 2007. Т. 103, вып. 1. В соавторстве: Б.А. Габараев, И.Х. Ганев, А.В. Джалавян и др.

Атомная энергетика: общая стратегия в решении проблем теплофикации. 5-я Балтийская конференция по теплообмену (5th ВНТС), 19-21 сентября 2007, С-Петербург. В соавторстве: Ю.Н. Кузнецов.

Крупномасштабная ядерная энергетика и топливные ресурсы. Доклад, 12-й Международный конгресс по энергетике и минеральным ресурсам, Овиедо, Испания, 7-11 октября 2007. В соавторстве: Е. Муравьев, В. Орлов.

Vision of Nuclear Power Options for XXI Century. 20th WEC, Rome, Italy, 2007. В соавторстве: Е. Муравьев, В. Орлов.

Экологически безупречная ядерная энергетика. Научно-техническое издание. М.: Изд-во ФГУП НИКИЭТ, 2007. В соавторстве: И.Х. Ганев.

Глава 1. Рабочие тела и теплоносители ядерных энергетических установок

Научная работа началась ещё на 208-й кафедре Московского авиационного института. За номером 208, как это было принято во времена, когда вместо названий институтов были сплошные "почтовые ящики", скрывалась ядерно-энергетическая тематика. Создателем кафедры был Александр Васильевич Квасников. Выдающийся ученый в области авиационных двигателей, карьера которого началась ещё в первую мировую войну. Он впервые на самолете "Ньюпор" установил зажигательные ракеты, которыми лично сбил немецкий аэростат. С 1922 г. полностью сосредоточился на научной работе. Ему принадлежит открытие резкого увеличения тяги пульсирующим реактивным выхлопом при эжектировании воздуха.

После кончины Квасникова в 1971 г. кафедру возглавил один из Главных конструкторов ракетных двигателей Доминик Доминикович Севрук. Главным конструктором стал он фактически в заключении, где провёл 6 лет (с 1938 по 1944 г.). Половина этого срока прошла в «шарашке», в Казани. Вместе с Глушко и Королёвым, где зарождался позднее созданный в Москве ОКБ-456. Один из основных участников отработки ЖРД для Р-1 и Р-2, с 1959 г. Севрук становится Главным конструктором ракетных электрических, ионных и плазменных двигателей. С 1962 г. эта работа была сосредоточена в ранее академическом институте, возглавлявшимся академиком Стечкиным, вошедшим затем в хорошо известное теперь ОКБ «Красная Звезда».

Кафедра была не только профилирующей по моей будущей специальности. На ней велись актуальные НИР по заказам промышленности. Сейчас трудно себе представить, но в 1959 г. лаборант-совместитель Адамов получил на экспериментальной базе кафедры МАИ возможность поставить эксперимент, ставший элементом дипломной работы (а не проекта, как у остальных выпускников). Удалось детально рассмотреть некоторые особенности

теплообмена на границе между континуумом и разреженными газами. Так называемая область течения со скольжением.

Защита дипломной работы проходила в комиссии под председательством будущего академика Авдуевского В.С. Вглядываясь в развешанные плакаты, Всеволод Сергеевич задал только один вопрос:

- Мне понятно, каким образом Вы получили расчётную кривую. Но вот с экспериментальной... У Вас же практически из экспериментов, по большому счёту, получена только одна точка?

- Если расчёт правильный, то кривая должна располагаться эквидистантно.

За немереный апломб наказан я не был.

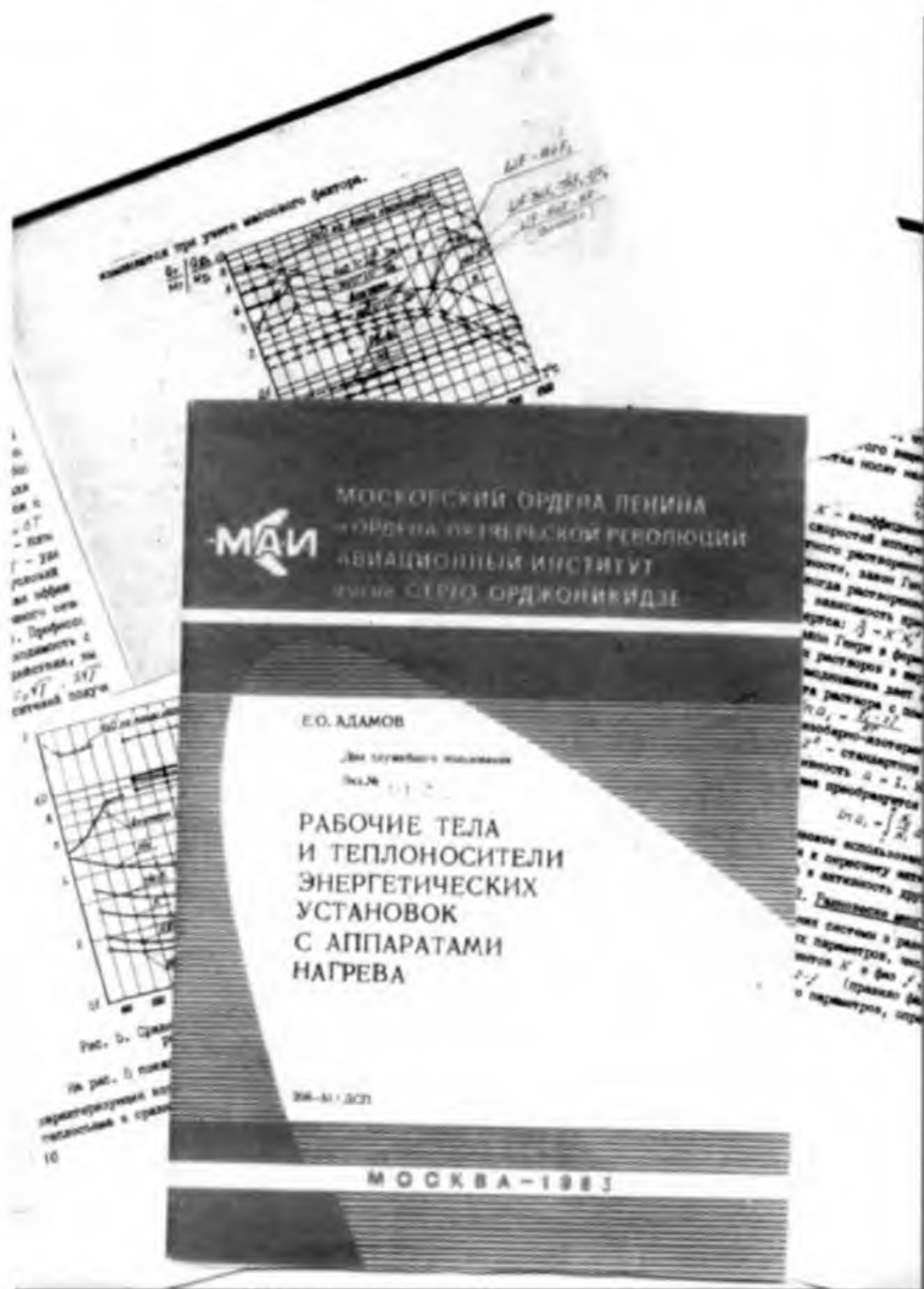
Обстоятельства не позволили продолжать научную деятельность на кафедре. Хотя к педагогической, в порядке совместительства, я примерно через 10 лет вернусь и именно на этой кафедре. Как раз в тот период, когда возглавит её Д.Д.Севрук.

Переход в ИАЭ означал и смену тематики. Под руководством сначала В.И.Меркина в 6-м секторе, а затем Пономарёва-Степного Н.Н. в Отделе высокотемпературных установок, этот период жизни был связан с ядерными энергетическими установками для космических аппаратов. Собственная моя роль сводилась к отработке сначала систем теплоотвода для установки «Ромашка» с прямым преобразованием тепла ядерного реактора в электричество с помощью полупроводниковых преобразователей, затем — к глубоким исследованиям щелочных металлов для использования в качестве теплоносителей, что, в конечном итоге, нашло практическое применение в ЯЭУ «Енисей».

Вместе с ЦКБМ (г. Ленинград) мы работали над созданием стендовой базы для разнообразных исследований с использованием жидких металлов. Эти работы сначала познакомили, а потом и сдружили меня с В.А.Глухих. Вместе с ним, а по большей части с прибалтами (Реймал, Тезару), мы опубликовали несколько работ по гидродинамике и конструкциям электромагнитных и центробежных насосов для жидких металлов.

В начальной части полного списка трудов (примерно полсотни работ), в открытых и закрытых отчетах (возможно, теперь уже и рассекреченных) представлены результаты по конкретным вопросам исследовательской тематики, связанной с ядерными космическими установками. Но уже в это время существовала тяга к обобщениям в этой предметной области. Выливавшаяся в обзоры, публиковавшиеся

в журнале «Военная авиация и ракетно-космическая техника». Достаточно долгий период исследований высокотемпературных теплоносителей, как жидких металлов (Na, K, Cs, Li), так и гелия, стал основой курса, поставленного на 208-й кафедре для студентов 4-5 года обучения, нескольких авторских свидетельств, защиты, как собственной (1977 г.), так и нескольких ещё диссертационных работ.



Из документального архива



Авторские свидетельства к гл. 1

Глава 2. Системы управления

Второй период исторически привязан сначала к работе в руководстве Отделения ядерных реакторов (с 1974 г.), затем в руководстве ИАЭ им. И.В. Курчатова (с 1981 г.). Сохранилась практически до 1988 г. тематика жидких металлов и руководство прежним коллективом по этому направлению, а соответственно и публикации. Продолжалась преподавательская деятельность в МАИ с присвоением звания доцента в 1984 г., практически одновременно с защитой докторской диссертации, и профессора в 1989 г. Но образовался явный уклон или, если хотите, увлечение системами управления. Управления техническими объектами, а также, что было обусловлено спецификой должности, большими коллективами и проектами, для которых потребовались компьютерные программы и аппаратные средства. А поскольку в круг обязанностей входила и забота об экспериментальной базе Института, то возникла острая потребность в развитии собственно систем проектирования, конструирования и изготовления изделий опытного машиностроения. Подобные системы, применительно к массовому или, по меньшей мере, серийному производству, уже начали создаваться на Западе. Задачу для опытных производств мы начали решать впервые. Причём, как можно судить уже по эскизному проекту, обобщившему десятки выпущенных отчётов, с той степенью интеграции автоматизированных процессов, пронизывающих весь процесс от первоначального ТЗ до готовой продукции, как он сегодня и реализован в лучших мировых системах CAD-CAM. Четырёхсотстраничная книжица по КАПРИ разлеталась в середине 1980-х, как горячие пирожки. Недавно с удивлением я обнаружил её на полке технологического отдела одного из космических КБ.

ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ им. Н. В. КУРЧАТОВА
ИНСТИТУТ ПРИКЛАДНОЙ МАТЕМАТИКИ им. М. В. КЕЛДЫША

Для служебного пользования

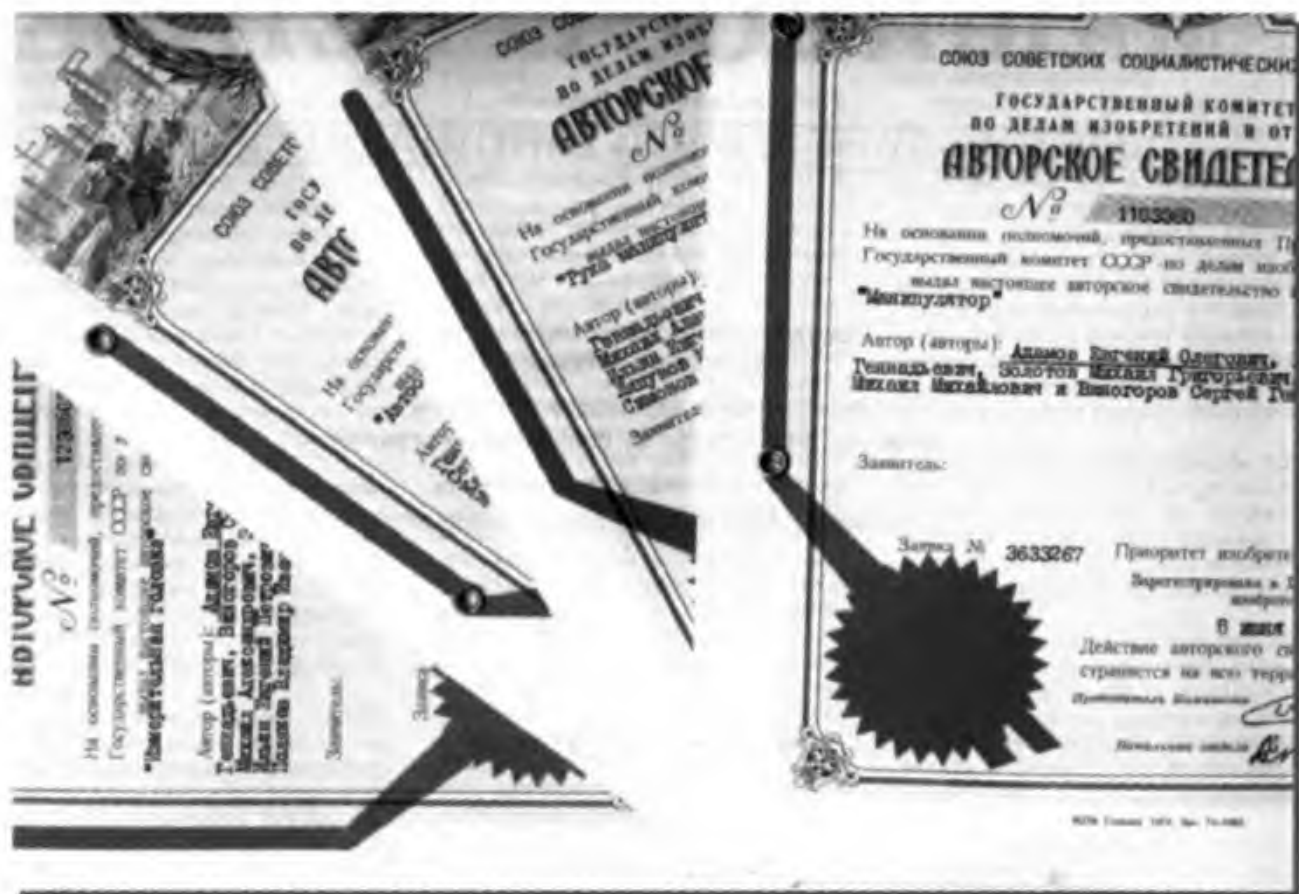
**СИСТЕМА КОМПЛЕКСНОЙ АВТОМАТИЗАЦИИ
ПРОЕКТИРОВАНИЯ, РАЗРАБОТКИ
И ИЗГОТОВЛЕНИЯ ИЗДЕЛИЙ
В ОПЫТНЫХ ПРОИЗВОДСТВАХ НИИ И КБ**

(система КАПРИ)

**ЭСКИЗНЫЙ ПРОЕКТ
(ЭП 98-14/43 ДСП)**

МОСКВА 1987

Естественно, что и направление публикаций этих лет (1982-1986 гг.) полностью отражает круг научных интересов. Работы выполнялись в тесной кооперации с ИПМ им. Келдыша и ИМАШ им. Благонравова, ведущие сотрудники и руководители которых (Тихонов А.Н., Фролов К.В.) становятся постоянными соавторами статей и докладов. Программные комплексы создавались, как для автоматизации конструкторской и технологической деятельности, так и для робототехнических средств. Учитывая отставание отечественного машиностроения и средств электроники, вплоть до получения широкого доступа к зарубежным аналогам после 1985 г., были выполнены работы по ряду специализированных микропроцессорных блоков управления и робототехническим механизмам. Некоторые из них были защищены авторскими свидетельствами.



Из документального архива

Авторские свидетельства

В 1986 г. результаты этих разработок, казалось, можно было применить при устранении последствий чернобыльской аварии. Однако ни отечественные, ни зарубежные робототехнические средства не сыграли сколько-нибудь заметной роли в этот период. С сожалением должен отметить, что дальнейшее развитие этих работ в нашей стране замедлилось. Я говорю в данном случае не о

теоретических, а о вполне практических воплощениях дистанционных средств автоматизированного выполнения операций.

Пара статей, включённых в сборник, дадут общее представление о направленности наших работ, широко представленных как в научной периодике, так и на крупных отечественных и международных конференциях.



Пролетарии всех стран, соединяйтесь!

ВЕСТНИК МАШИНОСТРОЕНИЯ

ЕЖЕМЕСЯЧНЫЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ И ПРОИЗВОДСТВЕННЫЙ ЖУРНАЛ

ОРГАН
ГОСУДАРСТВЕННОГО КОМИТЕТА СССР
ПО НАУКЕ И ТЕХНИКЕ,
МИНИСТЕРСТВА СТАНКОСТРОИТЕЛЬНОЙ
И ИНСТРУМЕНТАЛЬНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ,
НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОГО ОБЩЕСТВА
МАШИНОСТРОИТЕЛЬНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ

Издается с 1921 года

ЯНВАРЬ



1985

МОСКВА
ИЗДАТЕЛЬСТВО «МАШИНОСТРОЕНИЕ»

ТЕХНОЛОГИЯ МАШИНОСТРОЕНИЯ

УДК 658.512.011.56

Интегрированная система автоматизированного проектирования и производства изделий опытным машиностроительным производством

Канд. техн. наук Е. О. АДАМОВ, инж. В. Г. ГНЕДЕНКО, канд. техн. наук С. М. ДУКАРСКИЙ, инж. О. С. ЕЛПАТЬЕВСКИЙ, инж. М. Г. ЗОЛОТОВ, инж. В. Г. ИВАНОВ, д-р физ.-мат. наук Д. А. КОРЯГИН

При создании современных экспериментальных установок и стендов выполняется большой объем проектно-конструкторских и производственно-монтажных работ, поэтому темпы создания и реконструкции экспериментальной базы НИИ существенным образом зависят от развития их опытных производств и кадрового обеспечения работ конструкторами, технологами, производственными рабочими.

Высокие темпы создания и реконструкции экспериментальной базы могут быть в значительной мере обеспечены комплексной автоматизацией проектно-конструкторских работ и внедрением гибких автоматизированных производств на базе станков с ЧПУ и промышленных роботов (ПР) [1—3].

Комплексно автоматизированное опытное производство, в котором интегрированы функции на всех стадиях создания объектов новой техники, особенно эффективны в научно-исследовательских институтах (НИИ) и опытно-конструкторских бюро (ОКБ) по следующим причинам:

опытные производства НИИ и ОКБ имеют ярко выраженные черты индивидуального и мелкосерийного производства, сопряженного с многократными перестройками технологии и переналадкой технологического и вспомогательного оборудования в связи с постоянно меняющейся номенклатурой изделий;

в состав НИИ и ОКБ входят, как правило, все службы технической подготовки производства (конструкторские и технологиче-

ские бюро, службы материально-технического обеспечения), что дает возможность централизованного управления всем циклом создания новой техники и гибкой его перестройки.

Наибольший эффект может быть достигнут при интеграции автоматизированных функций конструирования, технологической подготовки производства, управления технологическими процессами и организационно-экономического управления. При этом гибкая перестройка охватывает не только производство, но и его техническую подготовку (конструирование, проектирование, технологию, материально-техническое обеспечение), трудоемкость которой составляет 50—60 % объема работ по освоению новой продукции [4].

Полнота интеграции таких систем характеризуется величиной межоперационных трудозатрат, связанных с преобразованием и использованием информации, формируемой каждой из подсистем: конструирования, проектирования, технологии, управления технологическими процессами и организационно-экономического управления. Указанное требование при создании интегрированных систем или интеграции самостоятельно функционирующих систем автоматизации проектирования, АСУТП и АСУП выдвигает качественно новые проблемы.

Для информационно-алгоритмического и лингвистического обеспечения необходимо:

создать единый внешний язык пользователя (конструктора и тех-

нолога) на единой семантической основе (предпочтительно технологической);

обеспечить проверку конструкций на технологичность уже на стадии конструирования;

сформировать при проектировании технологию управляющих программ для технологического оборудования, ПР и транспортно-складских систем с учетом обеспечения их синхронной работы и возможностью их проверки до использования в производстве;

скоординировать работу технологического оборудования по условию минимизации подготовительно-заключительного времени, в том числе времени переналадки оборудования;

осуществить автоматическое преобразование выходной информации каждой подсистемы во входную смежной подсистемы и высокоскоростной обмен большими массивами информации с высокой надежностью.

Для организационно-методического обеспечения необходимо: отработать правила взаимодействия человека и машины на всех уровнях производства, регламентировать и формализовать это взаимодействие;

резко сократить вплоть до полной ликвидации немашинные документы, решить в связи с этим организационно-правовые вопросы и развить навыки безбумажной организации проектирования и управления производством;

перераспределить ответственность за технико-экономические результаты производства между

службами технической подготовки производства и производственными цехами;

профессионально переподготовить инженерно-технический и производственный персонал.

Для технического обеспечения необходимо:

создать программно-управляемое технологическое оборудование и ПР, обладающие высокими технико-эксплуатационными характеристиками;

создать инфраструктуру «безлюдной технологии»: автоматизированных средств закрепления заготовок и инструмента, уборки отходов производства, блокировки в роботизированных зонах обслуживания и т. д.;

создать автоматизированные средства контроля размеров и качества изделий в процессе их производства;

существенно расширить функциональные возможности автоматизированных рабочих мест (АРМ) конструкторов и технологов в направлении развития интерактивного графического взаимодействия человека и машины;

создать сеть ЭВМ высокого быстродействия с универсальным протоколом обмена информацией.

В Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова совместно с Институтом прикладной математики им. М. В. Келдыша АН СССР и рядом организаций и предприятий разрабатывается система комплексной автоматизации проектирования, разработки и изготовления изделий машиностроительного профиля опытными производствами НИИ и КБ (КАПРИ).

Будучи интегрированной, КАПРИ содержит следующие, находящиеся в информационной взаимосвязи, автоматизированные системы: конструирования (САПР-К), проектирования технологии (САПР-Т), организационно-экономического управления опытным производством (АСУОП), оперативно-диспетчерского управления (АСОДУ) и управления технологическими процессами (АСУТП).

В дальнейшем предполагается интеграция системы КАПРИ с АСУ Институтом и рядом автоматизированных систем научных исследований (АСНИ).

Основные функции систем, входящих в КАПРИ:

САПР-К — автоматизированное конструкторское моделирование, компоновка, конструирование ти-

повых сборочных узлов, типовых и оригинальных деталей, включая информационное обеспечение процесса конструирования, проведение конструкторских расчетов, подготовку текстовой документации и при необходимости получение чертежей.

САПР-Т — автоматизированное проектирование технологии обработки типовых и оригинальных деталей, включая информационное обеспечение, выбор заготовки, формирование маршрутной и операционной технологии, выбор технологических баз, расчет режимов обработки, выбор или конструирование режущего, измерительного инструмента и оснастки, нормирование производства, построение операционных видов полуфабриката, подготовку текстовой документации, генерацию управляющих программ для станков с числовым программным управлением (ЧПУ) и ПР группирование маршрутной и операционной технологии, имитационный контроль качества управляющих программ;

АСУОП — обработка портфеля заказов, технико-экономическое и оперативное планирование производства, управление материально-техническим обеспечением, учет и оценка эффективности производства;

АСОДУ — формирование и текущая корректировка постановочных сменных планов производства, координация и синхронизация работы оборудования (станков с ЧПУ и ПР) в соответствии со сменными планами, текущий учет хода производства и состояния оборудования, слежение за движением изделия по технологическому маршруту, формирование отчетных данных и справок производственному персоналу о текущем состоянии производства, управление транспортно-складским комплексом;

АСУТП — автоматическая передача управляющих программ на станки с ЧПУ и ПР в соответствии со сменными планами, контроль технологических параметров, активный контроль размеров изделия в процессе обработки, контроль состояния оборудования, управление транспортными и складскими механизмами.

Основными инструментами общения инженерно-технического и производственного персонала с системой являются видеотерминалы (дисплей).

Система должна обеспечивать двух-, трехсменную работу опыт-

ного производства и обладать следующими техническими параметрами:

Время реакции системы при обращении к ней посредством видеотерминала, с	Не более 5
Время поиска информации при запросе, мин	Не более 1
Максимальное время конструирования одной детали, мин	15
Максимальное время проектирования технологии одной детали, мин	30
Объем автоматизации* конструкторских работ и проектирования технологии, %	Не менее 60
Объем автоматизации* технологических процессов, %	Не менее 80
Надежность системы: наработка на отказ комплекса средств вычислительной техники, ч	Не менее 2000
время восстановления, ч	Не более 1
наработка на отказ комплекса технологического оборудования с ЧПУ, ч	Не менее 1000
время восстановления, ч	Не более 0,5

* Здесь объем автоматизации представляет собой величину, определяемую из отношения [4] трудоемкости автоматизированных операций к трудоемкости всех операций.

Сравнительно невысокий объем автоматизации конструкторских работ (60 %) объясняется тем, что автоматизированным методам конструирования поддается незначительная часть сборочных единиц. Кроме того, в опытных производствах сборочные операции слабо поддаются автоматизации в силу единичного характера производства и преобладания среди этих операций слесарных работ.

Как видно из перечня функций системы КАПРИ, значительное место в ней занимает типовое автоматизированное проектирование деталей и сборочных единиц. Это объясняется рядом причин.

Качество и эффективность проектно-конструкторских работ и производства определяются степенью стандартизации и унификации, а также возможностью применения заимствованных, ранее спроектированных изделий. Работы в этом направлении привели к тому, что в настоящее время в машиностроении от 60 % [4, 5] до 80 % [6] продукции поддается типизации и унификации конструкций и технологий производства. Исследование одного из типичных для энергетического машиностроения опытных производств показало,

что до 80 % (по номенклатуре) деталей, получаемых механической обработкой, поддается типизации.

Типовое проектирование легче поддается формализации, а следовательно, автоматизации. Типовые изделия могут быть получены с применением типовых технологических процессов, типового оборудования, инструмента и оснастки. Производство типовых изделий легче поддается планированию и материально-техническому обеспечению. При использовании типовых конструкций создаются предпосылки для модульного проектирования.

Анализ различных методов автоматизации проектирования машиностроительных изделий дает основание разбить их на три основные группы [7]: проектирование на основе аналога, проектирование на основе унифицированных конструкций и технологических процессов, проектирование путем синтеза из элементов.

Проектирование на основе аналога осуществляется следующим образом. По признакам ориентировочного образа детали формируется информационный запрос на поиск в архиве детали-аналога, после выявления которой извлекается из архива сопутствующий ей технологический процесс изготовления. В процессе проектирования деталь-аналог модифицируют до конфигурации и размеров конкретной детали, а затем корректируют технологический процесс-аналог, приводя его к виду, обеспечивающему изготовление спроектированной детали.

Этот способ эффективен при использовании заимствованных и нормализованных деталей. Доработка деталей-аналогов и технологических процессов не подчиняется формализованным правилам, поэтому не поддается автоматизации и, следовательно, носит субъективный характер.

Проектирование на основе унифицированных (комплексных) деталей и технологических процессов осуществляется следующим образом [8]. По признакам ориентировочного образа детали формируется информационный запрос на поиск в архиве унифицированной детали, которой соответствует унифицированный технологический процесс, также хранящийся в архиве. Унифицированные деталь и технологический процесс избыточны по отношению к реальным (проектируемым) деталям и про-

цессам. Посредством исключения отдельных элементов унифицированной детали и отдельных операций (переходов, проходов) унифицированного технологического процесса формируются конкретная деталь и технология ее изготовления.

Этот метод проектирования успешно поддается автоматизации, способствует повышению уровня стандартизации проектирования и организации процесса проектирования, применению стандартного инструмента и приспособлений. Однако подготовка унифицированных конструкций и технологических процессов весьма трудоемка, а границы их применимости определяются степенью их сложности, т. е. по существу трудовыми затратами на подготовку.

Проектирование деталей путем синтеза из геометрических элементов и технологических процессов путем синтеза из элементарных технологических операций осуществляется по следующей схеме [2, 6]. Деталь и процесс ее изготовления синтезируются из набора геометрических элементов и элементарных операций соответственно. Это наиболее универсальный метод, границы применимости которого определяются набором элементов и правил синтеза. Вместе с тем для использования метода необходимо наличие совершенной модели и широкого набора элементов, а также определенная квалификация работника, занятого декомпозицией проектируемого изделия на элементы. При необходимости минимальной доработки аналога метод синтеза оказывается недостаточно эффективным, так как вынуждает проводить неоправданную декомпозицию аналога.

В системе КАПРИ сделана попытка объединить достоинства и уменьшить недостатки перечисленных методов, создав комбинированный метод проектирования на основе частично унифицированных конструкций и технологических процессов с возможностью их синтеза с конструктивными элементами и элементарными технологическими операциями.

Метод проектирования на основе типовых образов с возможностью их обогащения дополнительными элементами использует достоинства перечисленных выше методов в том случае, если он построен на следующих принципах:

типовой образ детали и соответствующий ему типовой техно-

логический процесс в определенных границах унифицированы и, следовательно, для некоторой номенклатуры изделий и технологических процессов избыточны;

дополнение типовых образов деталей элементами (синтез типового образа и дополнительных элементов) допустимо лишь в тех случаях, когда технологические операции (переходы, проходы) формообразования этих элементов последовательно дополняют типовой технологический процесс.

В системе КАПРИ учтены следующие особенности процесса формообразования. К технологическому процессу формообразования изделия может быть добавлено любое число элементарных технологических операций (переходов, проходов) образования дополнительных элементов формы, если эти операции выполняются последовательно. При расширении типового процесса за счет дополнительных операций (переходов) следует лишь распределить процесс по типам применяемого оборудования, инструмента и оснастки и сгруппировать однородные операции. При добавлении к типовому образу изделия таких элементов, формообразование которых сопряжено с вмешательством в типовой технологический процесс, типовой образ должен измениться. Изменение типового образа может быть вызвано также таким изменением размеров, при котором меняется типовой технологический процесс.

Можно сформулировать довольно простое правило: если дополнительный элемент обогащения типового образа формируется путем удаления материала из типового формы (фаски, канавки, проточки, лыски, резьбы и т. п.), то такое дополнение чаще всего возможно, если формирование дополнительного элемента связано как бы с добавлением материала (выступы, галтели и т. п.), то при таком дополнении, как правило, следует перейти к новому типовому образу.

Типовой образ характеризуется не только структурой (формой, размерами и т. п.), но и функцией. При внешней схожести полый вал отличается от втулки, штуцера и т. д. Это различие может проявиться в ограничительных перечнях мест ввода элементов обогащения формы, при автоматизированной проверке на сопряжение с другими деталями и т. д.

Практика показывает, что обогащение любого типового изделия до-

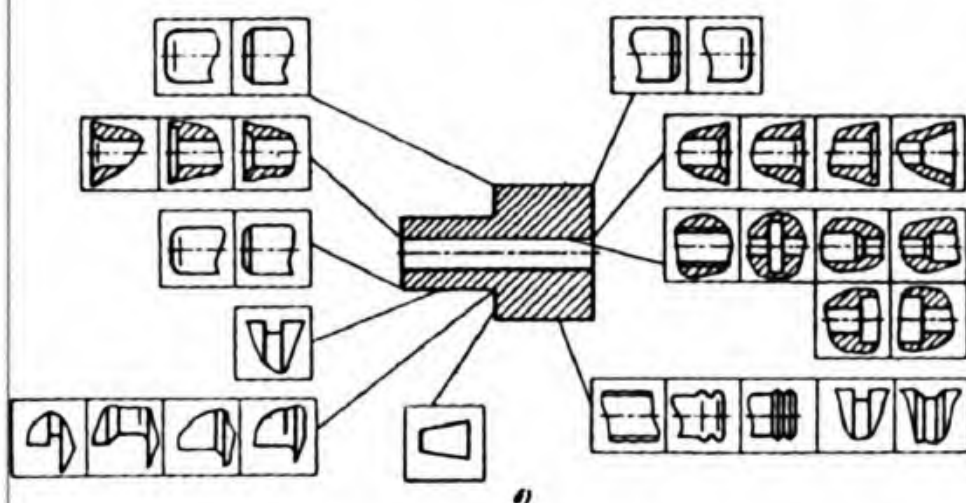
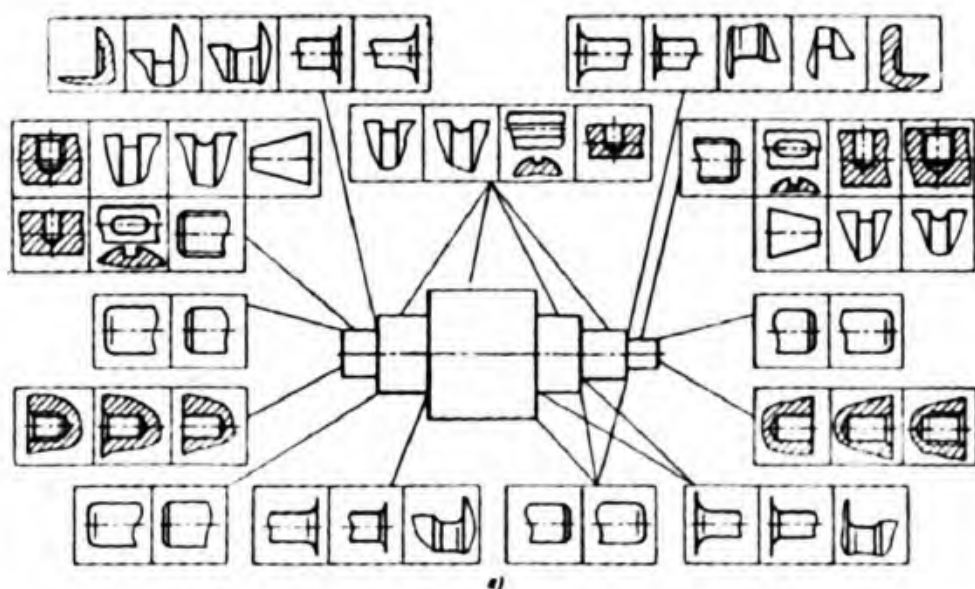


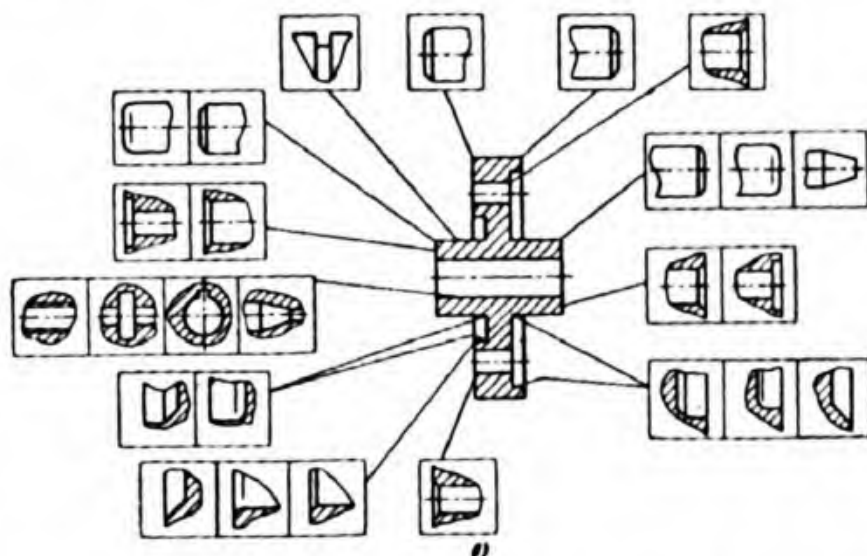
Рис. 1. Типовые образцы деталей типа тел вращения:
а — вал; б — втулка; в — фланец

полнительными элементами имеет функционально обоснованные пределы. Эти пределы служат также границами области существования типового образа.

Таким образом, можно представить группу изделий в виде типового образа изделия — представителя этой группы — и регламентированного набора мест размещения и номенклатура элементов обогащения.

На рис. 1, а, б, в представлены образцы представителей некоторых групп изделий типа тел вращения.

Возможность реализации сквозной автоматизированной цепи от конструирования до изготовления деталей на токарных станках с микропроцессорными системами ЧПУ была экспериментально проверена на демонстрационном комплексе



интегрированной системы КАПРИ, содержащем два автоматизированных рабочих места конструктора-машиниста (АРМ-М) на базе ЭВМ СМ-3 [9] (соответственно АРМ конструктора и АРМ технолога), группу токарных станков мод. 16К20Т1 с системой ЧПУ на базе микроЭВМ «Электроника НЦ-31» и аппаратуру передачи данных в стандарте КАМАК.

Сквозной автоматизированный цикл от конструирования до изготовления деталей был экспериментально апробирован на пяти группах типовых деталей (фланец, трехступенчатый вал, втулки двух типов, штуцер). Демонстрационный комплекс обеспечивает конструирование деталей путем интерактивного взаимодействия с ЭВМ на основе пяти типовых образов с возможностью установления произвольных размеров и применения ряда элементов обогащения (фасок, галтелей, проточек), автоматический выбор, заготовок, инструмента, генерацию управляющих программ для станков с ЧПУ и передачу управляющих программ на любой станок по директиве оператора-технолога. На рис. 2 представлена структура математического обеспечения демонстрационного комплекса системы КАПРИ.

Испытания демонстрационного комплекса подтвердили возможность интеграции функций автоматизированного конструирования, проектирования технологии и изготовления деталей типа тел вращения в сквозной автоматизированный цикл от конструирования до производства на основе использования типовых образов изделий и элементов обогащения.

Для оригинальных деталей и нетиповых сборочных единиц развиваются методы автоматизации чертежно-оформительских работ. Завершается разработка задач автоматизированного конструирования оригинальных деталей путем генерации их изображений и преобразования графических примитивов посредством клавиатурного набора данных или «сколки» эскиза на дигитайзере ПКГИО («электронный кульман»).

Успешно апробирована методика автоматического расчета и конструирования на АРМ-М типовой сборочной единицы (расходомерного узла) и ее деталей, разработанная одним из институтов машиностроительного профиля. Испытания показали эффективность

этого направления автоматизации конструирования для широкой номенклатуры типовых сборочных единиц, применяемых при проектировании.

Автоматизация проектирования технологии производства оригинальных деталей внедряется и совершенствуется с использованием специальных программных редакторов и проблемно-ориентированных внешних языков пользователя [1—3, 6].

Посредством устройства «Диалог-1А», модернизированного в ИАЭ им. И. В. Курчатова, осуществляется клавиатурный набор и редактирование управляющей программы для изготовления практически любой детали типа тел вращения. В настоящее время с помощью устройства готовят все управляющие программы для группы токарных станков мод. 16К20Т1. По окончании редактирования программу либо записывают на кассету внешней памяти станка, либо передают на станок по линии связи.

Проведены успешные испытания функциональной системы «СТЕП-1», которая обеспечивает подготовку управляющих программ для токарных станков с ЧПУ на основе входной информации в виде описания технологии обработки детали. Система автоматически рассчитывает сопряжения обрабатываемых поверхностей, режимы резания и преобразует описание технологии в привычных для технолога терминах в управляющую программу станка.

Решена задача автоматизированного нормирования трудоемкости некоторых видов механической обработки.

Первоочередность работ по автоматизации конструирования и проектирования технологии деталей типа тел вращения объясняется не только большей простотой двухкоординатного отображения их геометрии и обработки, но и тем, что в проектировании и производстве они составляют значительную часть: 30 % номенклатуры и 20 % трудоемкости разработки конструкторской документации, свыше 50 % номенклатуры и 45 % трудоемкости механической обработки.

Полный объем функций интегрированной системы, перечисленных выше, реализуется на базе сети ЭВМ, структура которой приведена на рис. 3.

Сетевая структура комплекса средств вычислительной техники (КСВТ) позволяет постепенно наращивать техническое обеспечение, поэтапно реализуя функции системы, а также обеспечивает повышенную надежность системы вследствие резервирования средств и возможности реконфигурации структуры.

Важной особенностью КСВТ является наличие автоматизированных рабочих мест на базе мини- и микроЭВМ с периферийными средствами графического интерактивного взаимодействия на всех уровнях производственной структуры: управленческом, конструкторском, технологическом и производственно-технологическом.

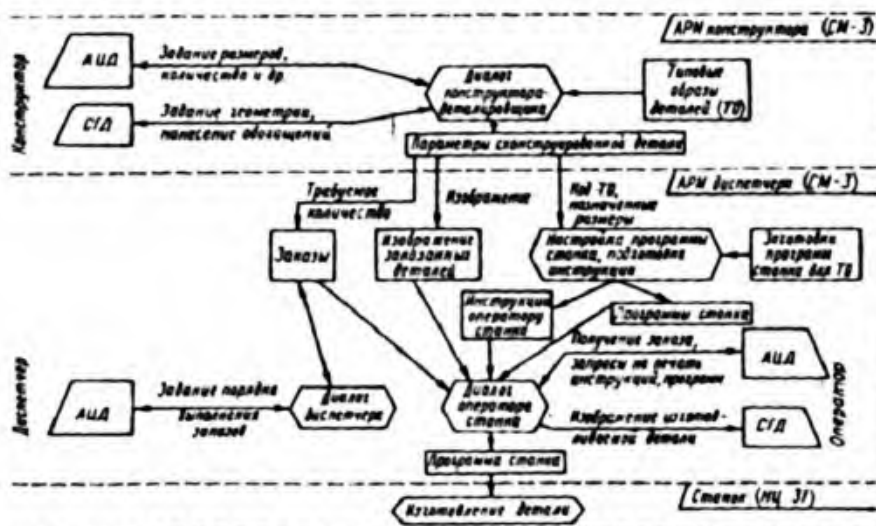


Рис. 2. Структура математического обеспечения демонстрационного комплекса системы КАПРИ

В них символично-графические дисплеи выполняют функции графического диалога и отображения конструкций, видеоконтроли управляющих программ для станков с ЧПУ, отображения мнемосхем технологических процессов, графиков и диаграмм состояния производства. Алфавитно-цифровые дисплеи используются как пульта управления и средства информации-справочного обеспечения.

В системе КАПРИ высокие требования предъявляются к аппаратно-программным средствам накопления, хранения и переработки больших массивов информации.

Проведенные расчеты показывают, что объем информации одного конструкторского чертежа формата А1 составляет 1—6 Кбайт, а технологии изготовления детали по этому чертежу 3—60 Кбайт. Для эффективного использования аналогов и широкого применения заимствованных изделий в системе целесообразно хранить архив результатов конструкторско-технологических работ не менее чем за пять предыдущих лет. Тогда объем хранимой и перерабатываемой информации конструкторско-технологических работ среднего по объему опытного машиностроительного производства (1 млн. норм-ч в год) составит 5 Гбайт.

Приведенные данные указывают на то, что для обеспечения перечисленных выше требований, предъявляемых к быстродействию системы, должны использоваться средства вычислительной техники, обладающие высоким быстродействием (0,5—1 млн. операций в секунду), большим объемом оперативной памяти (до 4 Мбайт) и внешней памяти (до 1 Гбайт).

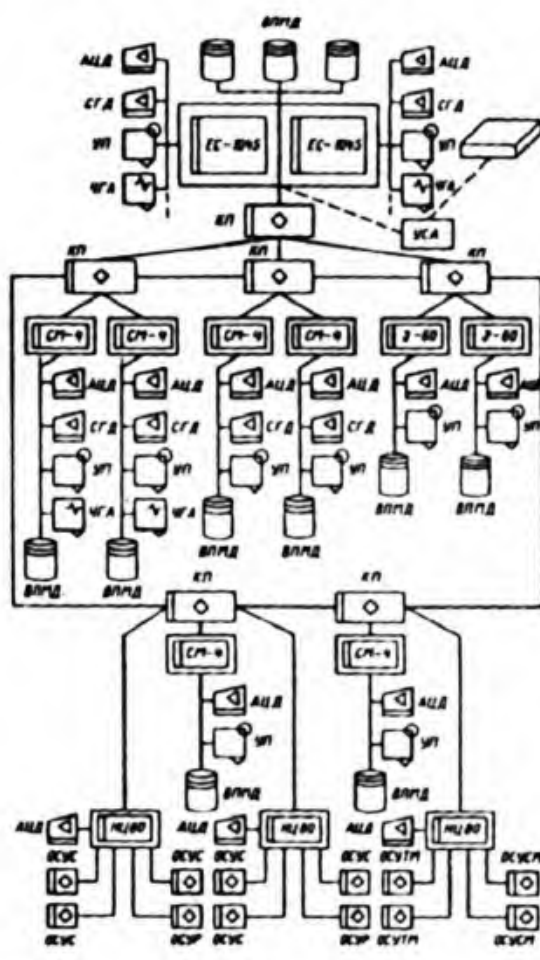
Аппаратно-программные средства обмена информацией в системе должны обеспечить скорость передачи данных не менее 100 Кбайт/с.

Необходимо создать мощную и быстродействующую систему управления базой данных, взаимодействующую с механизированным внешним архивом.

При поэтапном создании и внедрении интегрированной системы следует выделить следующие первоочередные задачи, обеспечивающие высокую эффективность автоматизации и гибкость производства, способствующие возникновению стремления к использованию вычислительной техники и сокращению числа внешним документацией:

автоматизацию чертежно-оформ-

Рис. 3. Структурная схема комплекса средств вычислительной техники системы КАПРИ: ЕС-1045 — ЭВМ ЕС-1045, СМ-4 — мини-ЭВМ СМ-4; ВПМД — внешняя память на магнитных дисках; АЦД — алфавитно-цифровой дисплей; СГД — символично-графический дисплей; УП — устройство печати; ЧГА — чертежно-графический автомат; КП — коммуникационный процессор; Архив — внешний автоматизированный архив; УСА — устройство сопряжения с внешним автоматизированным архивом; ЭБМ — микроЭВМ «Электроника-60»; НЦ 80 — микроЭВМ «Электроника НЦ 80.01Д»; ОСУС — операционная система управления станком; ОСУТМ — операционная система управления транспортным механизмом; ОСУСМ — операционная система управления складским механизмом; ОСУР — операционная система управления роботом



ительских работ с помощью преобразователя графической информации в коды ЭВМ («сколки») и клавиатурного набора;

автоматизированное типовое конструирование деталей и проектирование технологии их обработки;

автоматизацию подготовки текстовой конструкторской, технологической и производственной документации;

автоматизированную подготовку управляющих программ для станков с ЧПУ и ПР вне встроенных в оборудование ЭВМ и автоматическую передачу управляющих программ в оборудование;

автоматизацию координации работы технологического оборудования на основе групповых технологий;

создание автоматизированной транспортно-складской системы;

создание автоматизированной информационно-поисковой системы для накопления, хранения и представления пользователям графической и текстовой информации.

Список литературы

1. Автоматизация проектно-конструкторских работ и технологической подготовки производства в машиностроении. Минск: Вышэйшая школа, 1976, т. 1. 198 с.
2. Автоматизация проектно-конструкторских работ и технологической подготовки производства в машиностроении. Минск: Вышэйшая школа, 1978, т. 2. 336 с.
3. Булгаков А. А. Программное управление системами машин. М.: Наука, 1980. 263 с.
4. Перспективы развития автоматизации проектирования технологических процессов в тяжелом машиностроении. М.: ЦНИИТЭИтяжмаш, 1981, обзор 15-81-31. 60 с.
5. Spur G., Krause E. L. Computer aided drawing and manufacturing process planning. — Mec. mater. elec., 1979, № 358, p. 107—112.
6. Цветков В. Д. Система автоматизации проектирования технологических процессов. М.: Машиностроение, 1972. 240 с.

PROCEEDINGS

**JAPAN-U.S.A. SYMPOSIUM
ON FLEXIBLE AUTOMATION**

**Control and Design in Robotics, Vehicles and
Flexible Manufacturing Systems**

**Osaka, Japan
July 14-18, 1986**

SPONSORED BY

**Japan Association of Automatic Control Engineers
American Society of Mechanical Engineers**

CO-SPONSORED BY

**Japan Society of Mechanical Engineers
Society of Instrument and Control Engineers of Japan
Japan Society of Precision Engineering
Robotics Society of Japan**

SUPPORTED BY

**Ministry of International Trade and Industry, Osaka Bureau
Osaka Prefectural Government
Osaka Municipal Government
Osaka Chamber of Commerce and Industry
Osaka 21st Century Association
Osaka Convention Bureau**

STRATEGY OF FLEXIBLE MANUFACTURING SYSTEM CONSTRUCTION

G. G. Kabanov, I. M. Zhuravskii
 I. V. Kabanovskiy Institute of Atomic Design,
 Moscow, USSR

ABSTRACT

The principles of construction of flexible manufacturing systems in mechanical engineering are presented. The integral reliability of the system is proposed as a criterion of its flexibility. The highest efficiency can be achieved through integration of design and manufacturing systems. The integrated manufacturing system (IMMS) being developed and presented by stage at I. V. Kabanovskiy Institute of Atomic Design is described in short. The IMMS system encompasses a complex of functions inherent in computer-aided design and manufacturing of experimental installations, and a computer-aided control of design and manufacturing processes. The plans were and shall be character of pilot machine manufacturing processing is taken into account.

The basic features of a pilot machine manufacturing production function in its elements nature, wide product mix, short time for switching of products with an appreciable increase of set-up and auxiliary time, increasingly automated technology. It is these features that predetermine high flexibility of such pilot production. Under conditions of wide intensification of production and reduction in demands for labour resources the pilot manufacturing production and its technological preparation can be improved only on the basis of flexible automated manufacturing systems (FMS) with a wide use of micro-processors.

The flexibility is fundamental problem in construction of high-performance manufacturing systems with a wide range of workpieces. There exists a great number of attempts to determine the flexibility of manufacturing systems and the areas of their effective automation levels. All the determinations are noncriteria, which complicate the resolution of FMS optimal flexibility and the definition of the areas of their effective ap-

plication [1].

An integral reliability that takes into account the probability of no-failure operation under conditions of introduction of technological and organizational-technological functions is proposed as a criterion of flexibility [2, 3]. The flexibility of a production system is an integral reliability (probability of no-failure operation) in a given range of its operation conditions. The product and annual production per part refer to the indices of the system performance. The technical reliability of the system elements is only one component of the integral reliability. The effectiveness of increasing the flexibility is accompanied by the effectiveness of increasing the integral reliability. The time expenditures on setting-up and repair in total can be expressed through "fault correction time"; the degree of the system flexibility can be expressed through "availability" that takes into account "mean time between faults" (up to a moment when there appears a necessity for resetting-up) and "nonreduced maintenance time" (including resetting-up time). The severity of relative time consumption on machining according to different flow sheets considers with the probability density of machining without resetting-up.

The flexibility of the production system (its integral reliability) is determined with different degrees of accuracy at different stages of its development and introduction. The accuracy of flexibility determination depends on degree of detailed elaboration of the system structure. The basic indices of the production system efficiency in the sphere of the engineering support of scientific researches involve reduction in time consumption, disbursement costs and order time. Therefore, the effective area of FMS application is determined by the following indices: integral reliability, specific capacity of equipment and its utilization. The system for which each of the above indices is close

to unity is the best one.

Let us consider several simple schemes of a production system and analyze the efficiency of its different alternatives. The efficiency of the structures under consideration are compared by flexibility, equipment capacity and utilization. Let us assume that the production program of a system under consideration comprises a set of parts (M_0) to be machined. The set of parts can be divided into n groups according to different composition and setting-up of machining equipment. Let the distribution of relative time consumption on part manufacturing according to each machining flow sheet during a given time t (for example, for a year) be uniform. If t_0 is the time consumption on machining of the set of parts (M_0) for the given time t (including setting-up and auxiliary operations) and t_0 is the time consumption on machining of the sub-set (M_1) according to the i -th flow sheet from flow sheets, then for the uniform distribution: $t_0 = t_0/n$ (min). Therefore, the relative time consumption on machining of the subset of parts (M_1) according to the i -th flow sheet for time t : $P_i = t_0/n \cdot t / t_0$ (min).

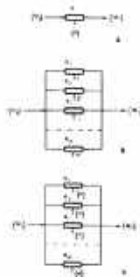


Fig. 1.

Figure 1a shows structure 1 of the production system. The whole set of workpieces (M_0) is fed in the form of a flow of orders to the entry of a complex n of machining equipment supported for any of the set(s) of machining flow sheets. When an order for machining of a part according to a certain flow sheet from (M_0) arrives, the complex is reconfigured. The set of finished parts (M_1) is at the exit of the complex. The reliability of such a complex is the value of the immediate fulfillment of the order is equal to the minimum relative time consumption on machining of one group from n groups of (M_1). In the case under consideration, this reliability equals to P_{rel}/n . If we assume that there is no unproductive downtime and the technical reliability of the complex is unity, then the complex utilization $K_{\text{rel}} = 1$. This means that within the complex machines parts or the setting-up of auxiliary operations are performed. The capacity of the complex is chosen to be $1/n$ for time t , i.e., $1/n \cdot t$. The flexibility of such a production system equals to reliability: $P_{\text{rel}} \cdot t / n$.

Let us see the flexibility of the complex is to see that this affects negatively the order time and the total time expenditure on setting-up. From the viewpoint of these two factors the structure of production system 2 presented in Fig. 1b is ideal. There are n complexes ($M_1, \dots, M_n$) each of which is set up separately for one of the set (M_1) of machining flow sheets (t_0/n) and, hence, capable to machine one of n groups of parts constituting the subset ($M_1, \dots, M_n$) and entering in the set (M_0). The flow of orders is divided into n streams according to the machining flow sheets. The required rigidity of every complex must be $t_0/n \cdot t / t_0$. Here the coefficient n takes into account the reduction of the machining time resulting from the absence of retooling-up. The reliability of every complex P_{rel} , therefore, the integral reliability and flexibility: $P_{\text{rel}} = 1 - P_1^{n-1}$. The utilization of every complex for time t is low: $K_{\text{rel}} = t_0/n \cdot t / t_0$, therefore, to ensure the required rigidity of the system at P_{rel} the theoretical capacity of every complex should be $1/n$ and the total theoretical capacity should be t_0/n . With the time expenditure on retooling-up in small-lot production is about 20%, therefore, it is possible to accept $n = 0.8$.

The equipment utilization in production system 3, the structure of which is presented in Fig. 1c, is more rational. This is system 2, in system 3 there are complexes which can be reset up for any machining flow sheet from the set (M_1). The flow of orders is divided into n streams, but every complex can meet the order on machining of any part from the set (M_0), while work up, if necessary. The integral reliability and flexibility of this system $P_{\text{rel}} = 1 - P_1^{n-1} = 1 - (1 - t_0/n \cdot t / t_0)^{n-1}$. Here $P_{\text{rel}} = 1$ is the reliability of every complex. The utilization of every complex $K_{\text{rel}} = 1/n$, that of the whole system $K_{\text{rel}} = 1$. The capacity of every complex is $t_0/n \cdot t / t_0$, and of the whole system $= 1/n \cdot t$.

Figure 2 gives the reliability, depend-

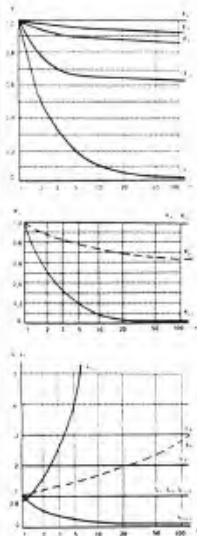


Fig. 2.

by and utilization as a function of the number of part groups involving the remaining up to each of three considered structures of the system (vertical axis is logarithmic). Though it takes discrete integral values, for convenience of analysis Fig. 2 presents the dependence of the indices on analogue quantity n . The dependence of η_1 and η_2 on n are plotted with dotted lines. The presented dependences allow the following conclusions to be made.

Structure 2 is most flexible, but it is not loaded rationally and, hence, has a low efficiency of equipment utilization. Structure 3 has the least flexibility and by this index it cannot be used in pilot production. The equipment is rationally used in structure 1, but structure 1 is inferior to structure 2 in flexibility. For a great number of machining flow sheets ($n \approx 10$) η_2 changes slightly and tends to 0.432.

The analysis of production system structures 2 and 3 shows advantages of integration in developing an effective flexible production. Indeed, collectivization of the production functions of parallelly operated complexes in Structure 3 makes it inseparable in flexibility with structure 2 and at the same time less redundant in capacity relative to required productivity even in the case of double or triple not redundancy. Flexibility and productivity of Structure 3 in the case of double or triple not redundancy of complexes are shown in Fig. 3, correspondingly - $\eta_2, \eta_3, \eta_4, \eta_5$. The integration with CSP ensures the efficient use of the capacity surplus of structure 3 without prejudice to its flexibility. These conclusions can be assessed as a basis of strategic decisions in developing a flexible automated production with wide - nonexclusive production programs.

Similarly the more complex structures can be considered, for example, structures with limited technical reliability of complexes (reliability is less than unity).

The methods of reliability theory are also effective in estimating flexibility and rational efficiency of warehouses which are important components of machine manufacturing systems. At any (within reasonable limits) warehouse capacity there is a probability of its overflow or appearance of deficit due to accidental perturbations in the manufacturing process. In designing it is necessary to establish such a warehouse capacity that the probability P_0 that the warehouse will not overflow and the probability P_0 that deficit will not appear would be lower than a predetermined value P . The probability P can be considered to be a fraction of recovery time of warehouse (withstanding when its overflow and appearance of deficit are not observed). To solve the problem the analytical method based on queueing theory and the method of simulation are used [2]. In the first case the warehouse capacity is determined with allowance for reliability of equipment, work of transport, availability of intermediate storage and reliability of processes of warehouse additional loading and unloading.

In optimizing the use of material and labor resources on the sphere of A & B engineering support it is reasonable to use, as a criterion of optimization, the minimum deviation of engineering support from design and manufacturing of experimental products. But the plan drawn up as a consequence of the optimization is effective only in the deterministic system. The real system of engineering support is subject to failure due to a lot of internal and external random perturbations. The problem of economical reliability of the system is determined in the form of reliability of plan for overall fulfillment has appeared.

Thus stabilizing the goals in volume, range and quality of production, it is possible to meet the known of plan and the corresponding economical losses or losses advantages to the reliability and the possible effects of planned rate of production output. Then the act of realization of production process supported by the act of production system which is described by the function of plan fulfillment probability density, the level of economical instability of the system for any plan time is determined, at the minimum, by the average cost of production controlled by this plan. This cost can be calculated as a function of economical losses due to instability. E.g. losses equal to the cost of the necessary production reserve and facilities for the starting ΔC . Thus, a study of determination of system reliability theory passes through the main economical substantiation of production system flexibility.

Each system is affected by perturbations of the type. On the one hand, at the link stage there is a default level of defects ΔC_{defect} , which, depending on the instability of the forming links, on the other hand, the link is subjected to its own internal and external perturbations $\Delta C_{\text{perturb}}$. Production cost of a i -link is C_i . Instability losses can be expressed with function $W(C_i, \Delta C_i)$, and as a result - increase of C_i is expressed by the cost with a link flexibility F_i that would compensate as much as possible the economically harmful consequences due to the above factors of instability, i.e. would prevent the decrease of W_i . In particular, it is reached with an adequate level of material and production redundancy. It is proved (4) that the optimally redundant system has the uniform redundancy (in terms of equality of optimal links. In this case the loss intermediate losses will be equal to each other and to the losses due to the instability of the whole system, i.e. the losses are not accumulated, but are on one level. Similarly, the high information transmissibility of the system is maintained by means of maintaining the unchanged information transmissibility of the stages.

The above considerations show that the increase in the system integral flexibility and economical stability is connected with the certain level of redundancy of technical facilities, materials and information. Moreover, to improve the efficiency of economy or utilization the redundancy level should be decreased. The integration of the economic

and system functions promotes the decrease of the redundancy level. The maximum effect can be achieved in integrating the computer-aided functions of design, manufacturing and control.

The substantial increase of reliability and, therefore, flexibility is ensured by the spatial distribution of computational process realization of the computer-aided systems on the network of small - and microcomputers, use of distributed base bases and intelligent terminals. The problem of the rational integration of computer - aided systems, distribution of the computational process in the computer network, efficient decrease of technical and information redundancy of the systems are solved in the stage of detail design.

The algorithms for calculation of the basic reliability indices described in detail in the special literature on the mathematical methods of reliability (5) are used for the complex structures of production systems constructed at the stage of detail and construction design. To obtain the more exact effect expected values for the production indicators of the system: productivity, equipment utilization, production instability, reduced material and production reserves the simulation methods are used (3, 6).

The above principles underlie the methodology of construction of the unified CAD/CMAP/CAE system (the MAPH/CAE/CMAP system developed and introduced by stage at the I.V. Kurchatov Institute of Atomic Energy (7). The MAPH system encompasses an integrated complex of solutions intended to computer-aided design and manufacturing of experimental installations, computer-aided control of design and manufacturing processes. The system is intended for machinery manufacturing production under conditions of both order-contract programs (orders of thousands of items) and piece-work (sets of 5-12 parts with 20-30% of single units).

REFERENCES

1. Glaser H.G., Gassner H.M. Basic principles of construction of automated machine manufacturing production. Paper presented at 11/78, Moscow, 1979.
2. Glaser H.G., Gassner H.M. The Complex System of Computer-Aided Design and Manufacturing of products at small-batch machinery production (The MAPH System). Proc. of Int. Conf. on the Development of Flexible Automation Systems (London, U.K., 10-12 July, 1984).
3. Handbook of Operations Research, Models and Applications. Ed. by J.J. Elmaghrabi S.L. Van Nostrand Reinhold Comp., 1978.
4. Grev G.A., Gerasimovskii E.I. Introduction of machine manufacturing production: Organization and planning. Leningrad, Mashinostroyeniye, 1984.
5. Shuller R.D., Chazan Dugh. Engineering reliability. New Techniques and Applications. - J. Wiley and Sons, 1981.

Попытки обобщения накопленного потенциала были предприняты позднее. Усилиями С.Дукарского, подготовившего монографию по концепции гибкой автоматизации экспериментального машиностроения.

Е.О. Адамов С.М. Дукарский

КОНЦЕПЦИЯ
ГИБКОЙ АВТОМАТИЗАЦИИ
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО
МАШИНОСТРОЕНИЯ

Коллеги С.Камынина, истинного самородка в математике и механике, сотрудника ИПМ им. М.В.Келдыша, скоропостижно скончавшегося в 1978 г., под руководством профессора Корягина Д.А., обобщили в монографии выполненные работы по робототехническим комплексам.

Глава 3. Анализ причин чернобыльской аварии

Перевод в Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники (НИКИЭТ, теперь имени Н.А.Доллежале) означал крутой поворот в практической деятельности и круге научных интересов. От частных вопросов энергоустановок для космических аппаратов — к их общей разработке.

- II -

СИСТЕМА РАБОТ В СССР ПО СОЗДАНИЮ РОДУ
ДЛЯ КОСМИЧЕСКИХ ПЕРЕЛЕТОВ

Виталий Савельевич Акимов, Владимир Иванович Сметанский
Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники,
Москва 107113

Анатолий Савельевич Кортеев
Научно-исследовательский институт тепловых процессов
Москва 125163

Николай Николаевич Понсмарин-Станюк
Институт атомной энергии им. М.В. Курчатова
Москва 123182

Валд Викентий Федич
Научно-производственное объединение „Подольский научно-исследо-
вательский и технологический институт“
Подольск Московской области 142105

Ключевые слова: космический аппарат, ядерная энергия, испытание,
ТНТА, активная зона, тепловыделяющая сборка.

Внедримость увеличения энергообеспеченности космических аппаратов продолжает рассматривать. А ядерные источники энергии как наиболее перспективные. Выполняемые в США и СССР исследования по определению областей применения различных видов энергии для обеспечения нужд перспективных космических аппаратов свидетельствуют о том, что уже с уровня электрической мощности 100 - 300 кВт при сроке службы изделия более 1 года ядерная энергетика не имеет альтернатив.

Если рассмотреть тот круг задач, которые могут быть решены с использованием ядерных энергетических установок, комплексно производящих различные виды энергии, например, теплу и электроэнергию, электроэнергию и тепло и т.д., то в общем виде их можно представить так:

- исследования к планетам Солнечной системы;
- ключевые транспортные операции со значительными изменениями параметров орбит (в том числе и по части баллистического

К ядерной энергетике вообще и более углублённо к той её части, которая ознаменовалась аварией на Чернобыльской АЭС. Именно НИКИЭТ был разработчиком канальных реакторов, первоначально для наработки оружейных изотопов (плутония и трития), а затем и их энергетических модификаций.

Нетрудно понять, что первоочередные задачи для директора, назначенного в ноябре 1986 г., три месяца до того работавшего представителем ИАЭ при трёх составах Правительственной комиссии в Чернобыле, были сосредоточены на глубоком анализе причин аварии и модернизации реактора с тем, чтобы сценарий чернобыльской аварии не мог повториться.

Известно, что первый международный доклад в августе 1986 г. на совещании экспертов в МАГАТЭ от СССР делал Легасов. Официальная версия, которая была признана Правительственной комиссией и положена в основу доклада, говорит о том, что первопричиной аварии явилось крайне маловероятное сочетание нарушения порядка и режима эксплуатации, допущенных персоналом энергоблока. Относительно физических параметров сказано лишь, что в этих внерегламентных условиях «существенно усилилось влияние положительного коэффициента реактивности на рост мощности». Подготовленный в этой части группой специалистов ИАЭ, ВНИАЭС по горячим следам аварии и на основе первоначальных данных доклад не в полной мере отражал реалии как непосредственных, так и более глубоких, корневых её причин. Несмотря на ссылку об использовании материалов НИКИЭТ, среди авторов легасовского доклада нет ни одного специалиста из этого института.

Представленный нами в той же Вене через год от имени НИКИЭТ анализ первой фазы развития аварийного процесса, как можно судить по набору первоочередных мероприятий, уже исходит из понимания, что физические характеристики реактора были рассчитаны некорректно, а система СУЗ не могла компенсировать как эти ошибки, так и неправильные действия персонала.

Анализ первой фазы развития аварийного процесса на четвертом блоке Чернобыльской АЭС

АДАМОВ Е. О., ВАСИЛЕВСКИЙ В. П., ИОНОВ А. И., НИКИТИН Ю. М., ПАНИН В. М., ПОДЛАЗОВ Л. Н., СТЕНБОК И. А., РОГОВА В. Д., ЧЕРКАШОВ Ю. М.

После аварии на Чернобыльской АЭС работы по РБМК стали вести по двум направлениям: разработка и обоснование мероприятий по повышению безопасности реакторов [1] и дальнейшее уточнение и анализ аварийного процесса, изучение его деталей.

Хронология основных событий перед аварией и общая картина поведения основных технологических параметров подробно была изложена в работе [2]. Вместе с тем при обсуждении представленных данных и в дискуссиях была отмечена необходимость дальнейшего более детального анализа отдельных этапов аварийного процесса. При этом в силу очевидной специфики в аварийном процессе выделялись две фазы: разгон реактора и разрушение твэлов и элементов конструкции реактора.

В докладе приведены результаты анализа возможного развития первой фазы аварийного процесса с момента нажатия кнопки АЗ-5, выполненного с использованием трехмерной динамической программы TRIADA. В качестве начальных и граничных условий при расчетах использовали данные на момент перед нажатием кнопки АЗ-5 и результаты расчетов неизмеряемых параметров, которые были приведены в работе [2].

При анализе развития первой фазы аварии рассмотрена ситуация с обесточиванием четырех ГЦН, выбегавших до этого момента вместе с турбогенератором (по два ГЦН на сторону). Возможность возникновения такой ситуации не исключается при анализе эксплуатационных данных по четвертому блоку Чернобыльской АЭС на момент аварии 26.04.86 г. При расчетах динамики использовали одностороннее диффузионное приближение. Число расчетных узлов было принято равным 9000, из них 140 было взято в плане реактора. Зависимость локальных и физических характеристик от плотности теплоносителя, температуры воды и графита, положения органов СУЗ и выгорания [1] закладывали в виде табулированных отношений. Основные исходные данные по технологическим параметрам соответствовали работе [2].

Следует отметить, что перед проведением исследования аварийного процесса программу TRIADA тестировали по полученным на первых двух блоках экспериментальным данным и путем сравнения с другими программами. Результаты тестиро-

вания оказались удовлетворительными. В частности, на первом блоке в сентябре 1986 г. в расхоленном состоянии на мощности 30 кВт при температуре воды в технологических каналах 60 °С провели эксперимент по динамике высотного поля нейтронов, связанный со сбросом группы из 103 стержней СУЗ в активную зону (рис. 1). Измерения выполняли в технологическом канале, расположенном в центре активной зоны, где были установлены два разнесенных по высоте безынерционных детектора. По программе TRIADA провели расчет, имитирующий этот режим. На рис. 2 показана деформация поля по высоте в контролируемом канале на 0-й, 1,5-й, 3-й, 5-й и 7-й с после начала сброса стержней СУЗ. На рис. 3 и 4 в относительных единицах приведено расчетное и экспериментальное поведение поля нейтронов в верхней (5,5 м от низа активной зоны) и нижней (2 м от низа активной зоны) половине реактора для исследуемого технологического канала. Из представленных данных видно, что расчет удовлетворительно согласуется с экспериментом: относительная ошибка не превосходит 30% в конце процесса, при малых значениях потока нейтронов. Введенная реактивность в конце опыта, измеренная в эксперименте штатным реакти-

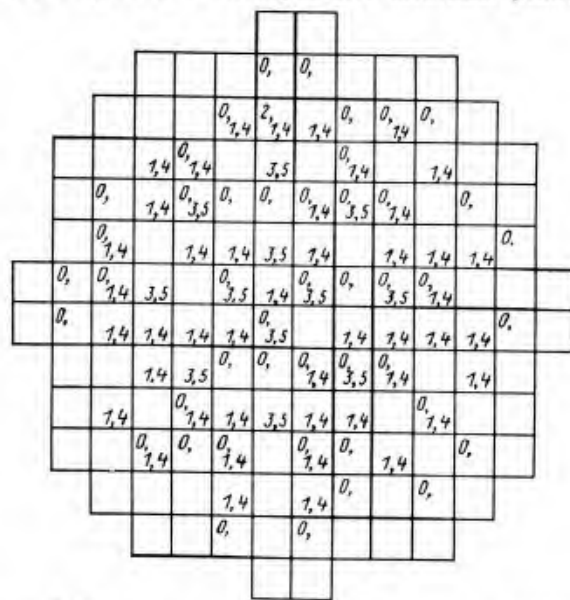
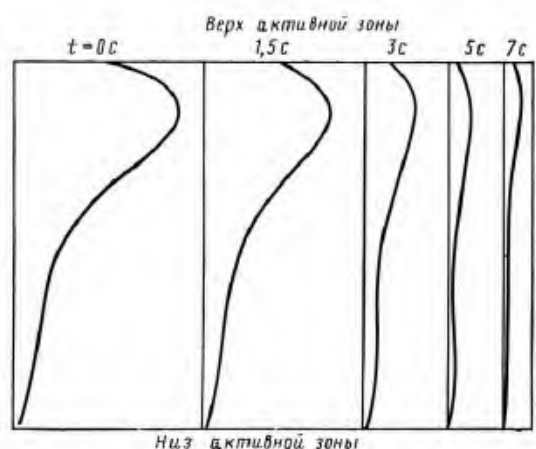


Рис. 1. Картограмма исходного положения погружаемых стержней СУЗ (глубина погружения стержней указана в м от верхней отметки)

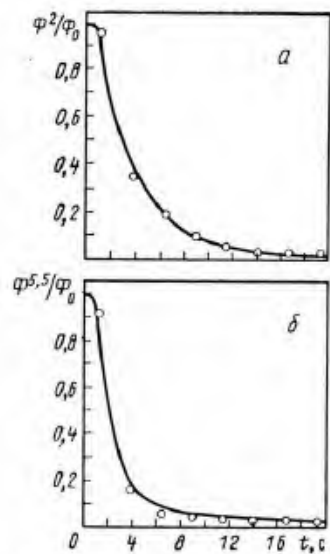


Р и с. 2. Деформация высотного поля в районе расположения датчиков

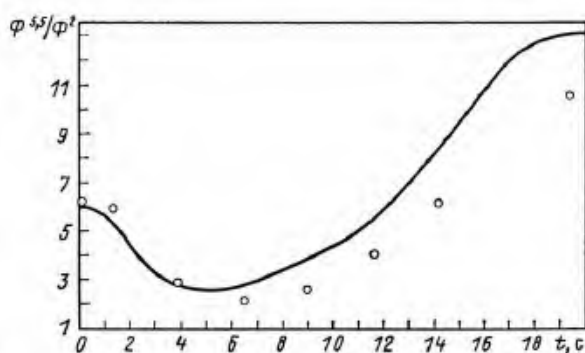
метром, составила -5β , по расчету $-5,4 \beta$ (рис. 5).

При анализе первой фазы аварийного процесса для сравнения проведены расчеты как без отключения ГЦН, так и с их отключением. Распределение нейтронных полей по объему активной зоны принималось по фактическим показаниям датчиков внутриреакторного контроля непосредственно перед отключением турбогенератора. Результаты расчета аварийного процесса с момента нажатия кнопки АЗ-5 без электрического отключения ГЦН представлены на рис. 6, 7 и 8, где приведено изменение энергораспределения, относительной средней мощности реактора в целом и по половинам (N_{Σ} , N_1 , N_2) и реактивности.

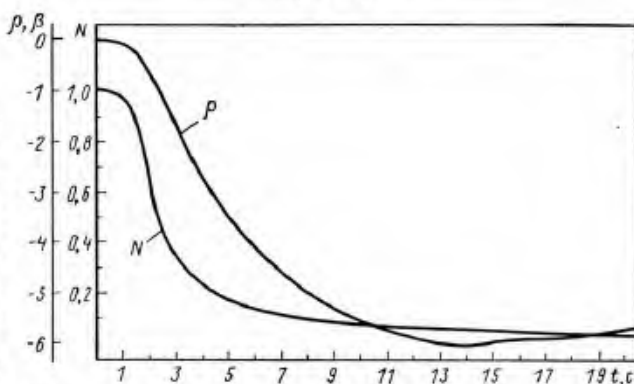
Из анализа представленных данных следует, что сразу же после нажатия кнопки АЗ-5 начина-



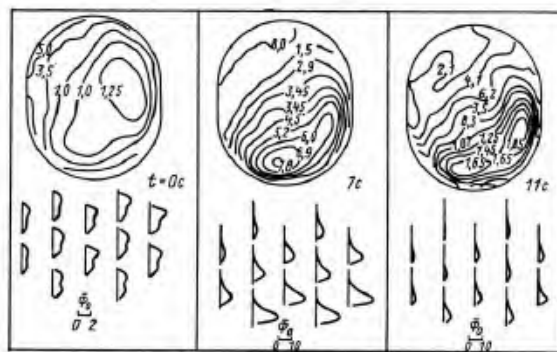
Р и с. 3. Поведение потоков нейтронов в местах расположения датчиков в процессе эксперимента (○) и по расчету (—): а, б — 2 и 5,5 м от низа активной зоны соответственно



Р и с. 4. Относительное отклонение потоков нейтронов в местах расположения датчиков (○ — эксперимент; — — расчет)

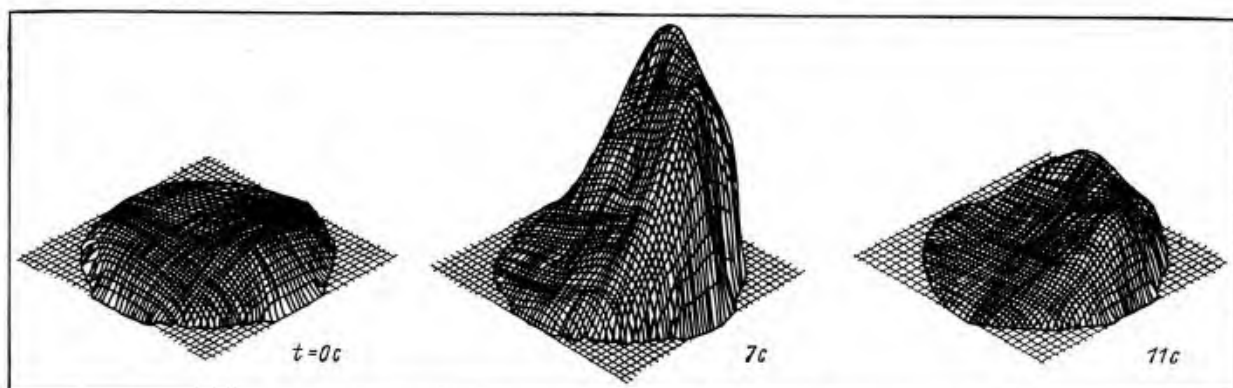


Р и с. 5. Поведение нейтронной мощности N и реактивности ρ

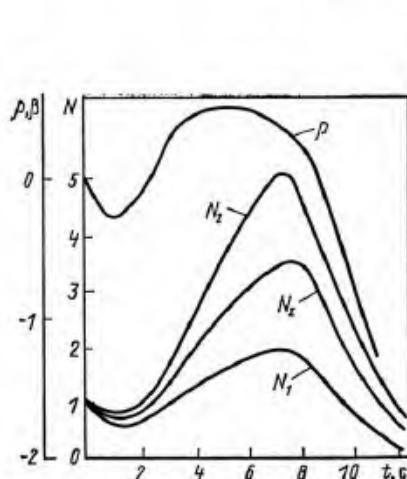


Р и с. 6. Деформация полей в объеме реактора при нажатии кнопки АЗ-5

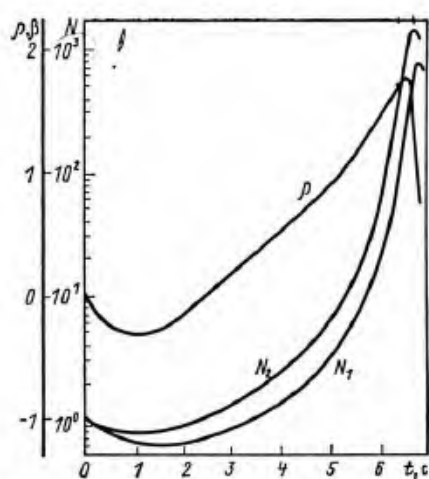
ется существенная перестройка нейтронного поля. При этом в верхней половине реактора нейтронное поле уменьшается, в нижней увеличивается, и между 3-й и 4-й с после нажатия кнопки АЗ-5 появляются сигналы АЗ-М и АЗ-С. При том недопустимом снижении оперативного запаса реактивности, который был допущен персоналом, рост нейтронной мощности в нижней части реактора через 1,5 с после срабатывания АЗ-5 начинает



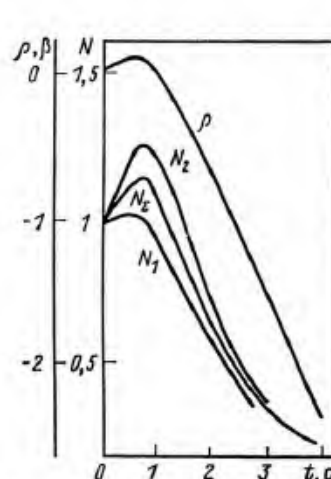
Р и с. 7. Изометрия радиальных полей при нажатии кнопки АЗ-5



Р и с. 8. Поведение нейтронной мощности и реактивности при нажатии кнопки АЗ-5



Р и с. 9. Поведение нейтронной мощности и реактивности в процессе развития аварии



Р и с. 10. Поведение нейтронной мощности и реактивности в условиях максимальной проектной аварии

преобладать над снижением нейтронной мощности в верхней части, так что средняя интегральная мощность возрастает, достигая максимума к 7,5 с, после чего начинает резко падать. Локальный максимум нейтронных полей в правой половине реактора кратковременно достигает номинального значения. Максимальная температура твэлов в рассматриваемых условиях срабатывания АЗ-5 не превышает 420 °С, максимальное объемное паросодержание на выходе технологического канала $\phi < 0,2$. Кроме того, результаты показывают, что поведение нейтронных полей является настолько неоднородным, что характеризовать поведение реактора такими интегральными параметрами, как средняя мощность и реактивность, непредставительно, а для количественных оценок расчеты должны проводиться по 3-мерным динамическим программам.

Поведение нейтронной мощности реактора после

нажатия кнопки АЗ-5 с последующим отключением электропитания четырех выбегающих с турбогенератором ГЦН на 3,5 с приведено на рис. 9. Из рисунка следует, что режим с отключением четырех ГЦН приводит к интенсивному росту нейтронной мощности и разгону реактора, который начинается в нижней половине реактора, куда стержни СУЗ еще не успевают дойти. В этой ситуации в наиболее энергонапряженных районах активной зоны температура твэлов превысит температуру плавления топлива. Это должно вызывать интенсивнейший процесс генерации и перегрева пара в активной зоне, рост давления в КМПЦ, кратковременное снижение расхода оставшихся в работе ГЦН, разрушение технологических каналов и всего реактора. Следует отметить, что полученные в результате расчетов различия в поведении энергораспределения в левой и правой половинах реактора согласуются с зарегистриро-

ванными программой ДРЕГ данными о несимметрии в поведении основных технологических параметров по петлям КМЩ. Так, скорость роста давления в барабанах-сепараторах правой половины в 2 раза выше, чем в левой.

Таким образом, выполненный анализ первой фазы аварийного процесса с отключением четырех выбегавших с турбогенератором ГЦН позволил получить непротиворечивую картину развития аварии и устранить некоторые неопределенности.

Для полного исключения возможности возникновения на РБМК аварии, например, в условиях большого количества допущенных на четвертом блоке нарушений требований технологического регламента, а также для повышения безопасности и надежности эксплуатации этих реакторов был разработан комплекс технологических и организационных мероприятий, первый этап которых уже выполнен. В процессе внедрения первоочередных мероприятий проводили комплексные экспериментальные и расчетные исследования, которые позволили оперативно оценивать эффективность принятых решений. Выполненный анализ показал, что уже первоочередные мероприятия гаран-

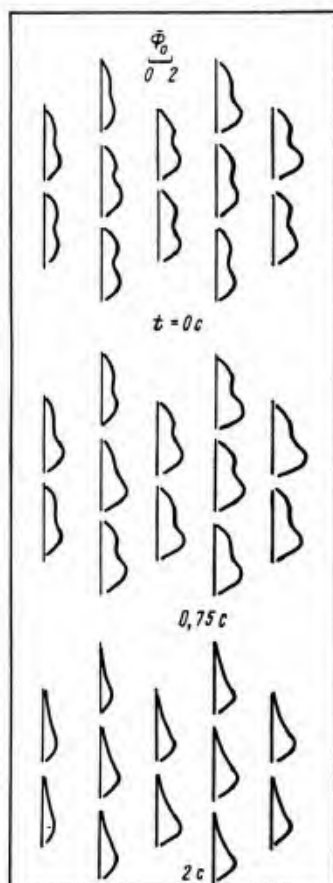


Рис. 11. Деформация высотных полей в условиях максимальной проектной аварии

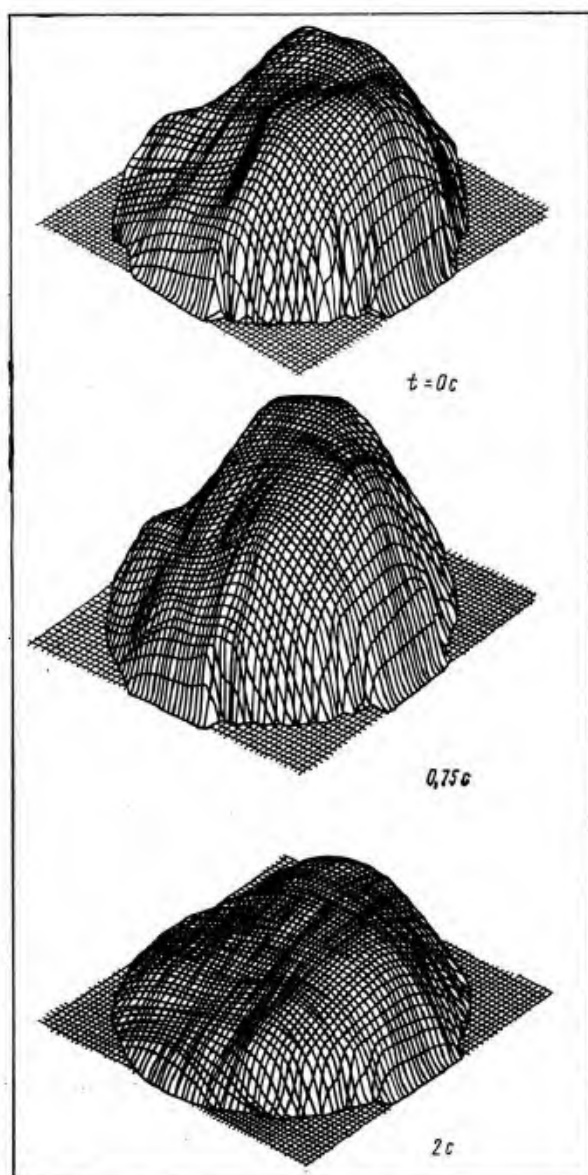


Рис. 12. Деформация радиальных полей в условиях максимальной проектной аварии

тируют безопасность РБМК. К числу этих мероприятий относятся:

установка верхних концевиков стержней ручного регулирования 0,9 м;

установка нижних концевиков укороченных стержней-поглотителей 0,5 м;

количество дополнительных поглотителей в активной зоне 80;

время ввода стержней СУЗ 12 с (было 18 с);

число укороченных стержней-поглотителей 32 (было 24);

при срабатывании АЗ укороченные стержни-поглотители вводятся в активную зону;

минимальный допустимый запас реактивности 30 стержней ручного регулирования.

В настоящее время конструкция стержня модернизирована посредством удлинения соединительного звена между поглощающей частью и вытеснителем.

Для иллюстрации на рис. 10—12 приведены результаты расчета аварийного процесса при разрыве напорного коллектора на номинальной мощности. При этом предполагалось, что запас реактивности в 30 стержней ручного регулирования реализуется только за счет полностью погруженных стержней, а высотные поля нейтронов смещены вниз.

Из рис. 10—12 видно, что даже при перечисленных консервативных условиях недопустимых отклонений параметров не наблюдается. Деформация полей в объеме реактора оказывается незначительной и не может существенно повлиять на температурный режим твэлов в процессе дальнейшего расхолаживания реактора системой САОР, предназначенной для подачи воды в технологические каналы при авариях, вызванных разрывом трубопроводов циркуляционного контура. САОР включается в работу по специальному алгоритму путем автоматического открытия быстродействующей арматуры и подачи охлаждающей воды в каналы реактора в первые 2—3 мин от гидробаллонов и затем аварийных насосов. Характеристики САОР выбраны из условия непревышения безопасной температуры твэлов в активной зоне при проектных авариях, включая максимальную проектную аварию — мгновенный разрыв трубопровода максимального диаметра при указанной деформации поля энерговыделения.

Следует отметить, что конструкция РБМК позволяет проводить его дальнейшее совершенствование и обеспечивать требования, присущие реактору повышенной безопасности. В частности, меняя обогащение топлива и конфигурацию замедлителя [1], можно целенаправленно формировать физические и динамические свойства реактора. Так, переход на обогащение топлива подпитки 2,4% дает возможность, приблизительно на 1,5 $\beta_{эф}$ уменьшить паровой коэффициент реактивности, доведя его до нулевого значения. Для улучшения физических характеристик строящихся реакторов более экономичным, чем установка дополнительных поглотителей, является уменьшение количества графита, например, срезание ребер графитовых блоков. Выполненные расчеты показывают, что переход к форме блока в виде правильного восьмиугольника при том же шаге 25 см обуславливает снижение парового коэффициента в рабочей точке до нуля при обеспечении отрицательного мгновенного мощностного коэффициента во всем диапазоне мощностей, полный эффект обезвреживания при этом отрицательный и составляет около 2 $\beta_{эф}$. Эту особенность можно использовать для разработки усовершенствованных канальных реакторов следующего поколения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Адамов Е. О., Асмолов В. Г., Василевский В. П. и др. Повышение безопасности АЭС с РБМК. — Атомная энергия, 1987, т. 62, вып. 4, с. 219—226.
2. Информация об аварии на Чернобыльской АЭС и ее последствиях, подготовленная для МАГАТЭ. — Там же, 1986, т. 61, вып. 5, с. 301—320.

И, тем не менее, в то же самое время публикация в журнале «Атомная энергия», где выступают совместно специалисты НИКИЭТ и ИАЭ, также исходит в представлении мер повышения безопасности АЭС с РБМК из той же суженной констатации причин аварии.

АТОМНАЯ ЭНЕРГИЯ, Т. 62, ВЫП. 4, АПРЕЛЬ 1987

219

УДК 621.039.58'68

Повышение безопасности АЭС с РБМК

АДАМОВ Е. О., АСМОЛОВ В. Г., ВАСИЛЕВСКИЙ В. П., ЕГОРОВ Ю. А., КАЛУГИН А. К., НИКИТИН Ю. М.,
НИКОЛАЕВ В. А., ПОДЛАЗОВ Л. Н., СИРОТКИН А. П., СТЕБЕК И. А., ЧЕРКАШОВ Ю. М.

В работе [1] показано, что первопричиной Чернобыльской аварии было крайне маловероятное сочетание нарушений порядка и режима эксплуатации, допущенных станционным персоналом. Печальный опыт аварии со всей очевидностью ставит перед разработчиками реакторной установки проблему создания таких защитных систем безопасности, которые были бы способны предотвратить техническими средствами существенные нарушения регламента эксплуатации персоналом АЭС. С этой точки зрения при оценке надежности и безопасности технических решений, являющихся основой конструктивной и физической схем реакторных установок, следует рассматривать не просто обеспечение соответствия проектных параметров и режимов работы АЭС требованиям действующей в нашей стране общей нормативной документации [2, 3], но и выявлять такие сочетания отклонений и нарушений условий нормальной работы, которые могут привести к аварии с тяжелыми последствиями.

Такой подход потребовал критически рассмотреть характеристики и принципиальные особенности реакторов, обуславливающие работоспособность активной зоны и надежность системы теплоотвода.

Факторами, определяющими безопасность стационарных режимов эксплуатации РБМК, являются надежная работа СУЗ, отсутствие кризиса теплообмена в активной зоне и теплогидравлическая устойчивость контура многократной принудительной циркуляции, а также сохранность

барьеров безопасности, предотвращающих выход продуктов деления. В РБМК к таковым относятся оболочка твэла, канальная труба вместе с контуром циркуляции и кожух реакторного пространства.

Проектный предел повреждения твэлов РБМК-1000 и -1500 для нормальной эксплуатации (первый проектный предел повреждения) не превышает требований [2]. Его непревышение для РБМК-1500, имеющего более высокие тепловые нагрузки на твэлы и повышенное паросодержание, потребовало разработки специальных ТВС с интенсификаторами теплообмена, позволяющими увеличить запас до кризиса. Был проведен полный комплекс теплофизических исследований, в том числе и вопросов теплогидравлической устойчивости, как на электрообогреваемых стендах, так и в петлевых установках [4, 5]. В результате исследований сделаны рекомендации по расчету критических тепловых потоков при различных формах осевого поля энерговыделения, полученных в широком диапазоне изменения массового расхода и температуры воды на входе, а также обоснована требуемая эффективность интенсификаторов теплообмена до массового паросодержания 90 %. Запасы до кризиса для РБМК рассчитываются по вероятностной методике с учетом возможных предельных отклонений расхода, мощности, температуры и методических погрешностей.

В некоторых экспериментах осуществлялся выход в режимы закризисного теплообмена. В стендовых условиях на сборках с интенсификаторами

Здесь — не наука, а элементарный страх ответственных за проектные решения специалистов, неизменно отражавшийся во всех совместных публикациях в течение первых лет после аварии. Именно поэтому одна из публикаций, где битым словом названы как непосредственные, так и корневые причины аварии, выходит только за моей подписью.

Chernobyl—five years later

Evgenii O Adamov

Institute of Energy Technology, 2/8 Malaya Krasnosel'skaya ul., 107113 Moscow, USSR

Received 15 April 1991, in revised form 23 August 1991

Abstract. The sequence of events that led to the Chernobyl disaster on 26 April 1986 is analysed, proceeding from the factual data and the results of numerical simulation.

The commonly accepted version, which attributes the reactor explosion to the depression of the scram button, is discussed. It is shown that the reactor runaway could not have resulted solely from the introduction of positive reactivity on dropping emergency shutdown rods into the core under nonstandard operating conditions. Experiments and computations suggest that thermohydraulic factors may have had an adverse effect because of the reactor's state of instability prior to the accident. Measures aimed at improving the safety of nuclear power stations provided with RBMK reactors are described.

1 Introduction

Soon after 26 April 1986, it became clear to experts investigating the Chernobyl accident that the reactor runaway had been caused by prompt neutrons. Though other versions of the accident continue to be given, none of them has so far been able to correlate in full the suggested scenario with the available information on the actual state of affairs preceding the failure of the reactor. Certainly, all the suggested scenarios of the accident should be given due consideration provided they are not at variance with known facts, and that the results of numerical simulation are in good agreement with the recorded data and the parameter estimates of the station's computer centre.

The information presented here is addressed to readers having but a slight knowledge of nuclear power engineering. Nevertheless, it seems more appropriate in a power-engineering periodical than in mass media, which have been dabbling in this subject matter for five years already in an attempt to substantiate all sorts of dubious statements and assertions with abundant special terminology. Specific technical arguments used in this article to refute such publications—including those contributed by scientists working in other fields—will be accompanied by more general explanations enabling readers to follow the general line of reasoning on skipping the difficult parts of the text.

2 The RBMK reactor design

Despite the fact that wide public attention has been drawn to the Chernobyl disaster for over five years, few people, even those who write about it, have a clear idea of the design features of the station's reactor that caused all the trouble. Therefore, it seems worthwhile to give a brief description of the RBMK reactor in question (see figure 1).

Enriched uranium is enclosed in fuel elements located inside fuel channels, which withstand the pressure of the coolant. The coolant—in this case water—leaves the channels mixed with steam. The fuel channels are placed within a graphite stacking that serves as the moderator. Instead of fuel assemblies, some of the channels accommodate neutron-absorbing rods which are raised or lowered for reactor power control; insertion of the rods into the reactor core increases the absorption of neutrons and reduces the reactor power output. In contrast to vessel-type reactors, the RBMK's coolant pressure is withstood by the channel walls—an arrangement that

eliminates the risk of a vessel failure inherent to VVER-type (PWR) reactors. This design feature of RBMKs, as well as their lower coolant pressure (7 MPa instead of 16–18 MPa in vessel-type reactors); the heat-absorbing graphite stacking; and continuous refuelling mode of operation (which reduces the reactivity excess and the amount of fission products in the core), are usually considered to be advantages that make a significant contribution to the greater safety of this type of reactor. It should be noted in this context that boiling-water reactors, to which RBMK belongs, do not incorporate steam generators which create serious problems in the operation of practically all PWRs in service across the world, and have caused serious problems in Soviet nuclear power stations fitted with VVER-1000 reactors.

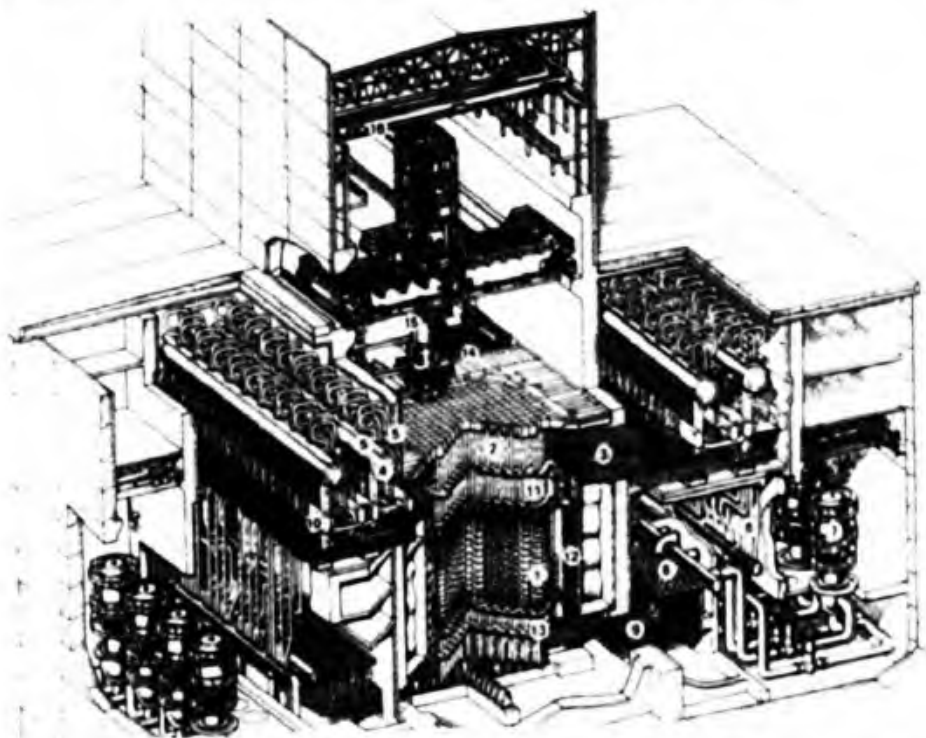


Figure 1. General view of the RBMK-1000 reactor: 1, reactor; 2, fuel channels; 3, steam-water service lines; 4, drum separator; 5, steam headers; 6, downflow pipelines; 7, main circulating pumps; 8, distributing group headers; 9, water service lines; 10, fuel element tightness monitoring system; 11, 12, 13, upper, side, and lower biological shielding; 14, cooling pond; 15, refuelling machine; 16, overhead travelling crane.

3 The nature of the data

The data made available after the accident and presented in various publications and reports of Soviet experts (Adamov et al 1989; IAEA 1986) show DREG code records of the flow rates through the main circulation pumps and feedwater pumps, and the levels and pressures in the drum separators. The investigators of the accident had at their disposal a graph of the reactor power variations during the pre-accident period; a plot of the control rod positions (according to the PRIZMA code data) taken immediately (1.5 min) before the emergency signal was recorded; and an oscillogram of the main pump power supply parameters. The neutron flux distribution within the reactor space was reconstructed from the data supplied by the in-core neutron-sensitive elements of the reactor.

It is almost impossible, however, to obtain an exact time record of the information received from various data recording systems. The uncertainty in timing is liable to run up to several seconds in view of the dynamic characteristics of the data measurement channels, characteristics of the recording equipment, and the absence of time

marks on oscillograms which provide time references only in relation to specific events. This makes it quite evident that the reestablishment of the actual sequence of events needed for reaching reliable conclusions calls for a thorough and comprehensive analysis of all the available information.

As the chronology of the events accompanying the development of the reactor failure has already been fairly well presented in numerous publications, there is no point in dwelling upon it at length in this article. It should be noted, however, that the emergency signal logged at 01:23:40 was followed almost immediately on the DREG printout by signals from all the side ionization chambers, indicating an excessive rise in the power rate and level, at 01:23:43. Unfortunately, this fact, which still needs to be accounted for, has not, as yet, received due consideration in some of the versions of the accident published to date.

4 The problems of accident simulation

Many computer simulations of the Chernobyl accident carried out in a number of countries have produced, in certain cases, significantly different results. It would be worthwhile to take a closer look at the requirements placed upon the computer program for an adequate reproduction of the sequence of events.

From the very beginning of the investigation, an analysis of the data on the position of the reactor control rods revealed that the personnel had failed, at the time of the accident, to maintain the margin of reactivity prescribed for transient operating conditions. At a residual reactivity margin equivalent to less than seven manual control rods, the one-dimensional programs of rod travel simulation show a strong dependence of the flux distribution deformation in the lower part of the reactor on its initial axial distribution. This circumstance led many investigators to associate the reactor runaway directly with the effect of the replacement of water in the control rod channels by the displacer. At the same time, the data that served to reconstruct the pre-accident spatial flux distribution point to its considerable nonuniformity, and a shift of the maximum to the upper part of the core (figure 2). Hence, an essential condition for trustworthy simulation is the use of a numerical experiment based on three-dimensional mathematical models, giving a more accurate picture of the complex processes taking place in the reactor core. It is also necessary to take into account the effect of the operating conditions of the forced recirculation circuit equipment, and the parameters of the circuit coolant.

The need for a three-dimensional simulation of the accident raises, in turn, the question of the degree of representation of local effects. Special analysis of the problem (Adamov et al 1990) shows that both quantitative and qualitative discrepancies are likely to occur at insufficient quantization of the reactor space. As can be

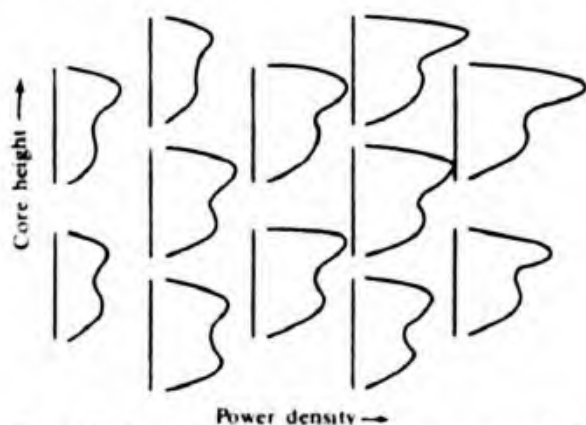


Figure 2. Spatial core flux distribution as recorded by neutron-sensitive elements.

seen from figure 3, not only the calculated magnitude but also the sign of the reactivity excursion vary with the number of computational layers chosen over the core height, and the type of computational schemes employed (1–4) (which differ in the method of averaging the parameters over the horizontal layers). With greater quantization, an asymptotic convergence sets in, irrespective of the type of adopted scheme.

For a better understanding of what has been said before, it should be recalled that the designers of the RBMK reactor are often blamed, in various publications, for devising a safety system that boosts the runaway of the reactor instead of its shutdown—a situation often compared with that of a car accelerating when the brakes are applied. The aim of the previous paragraph is to show that the results of simplified calculations are liable to point both ways—ie, to a runaway or to a 'braking' of the reactor in an emergency. As for transport analogies, it can be recalled that a landing aircraft is braked by its own engine. One can well imagine what would happen on the landing strip should the pilot fail to go into reverse at the right time.

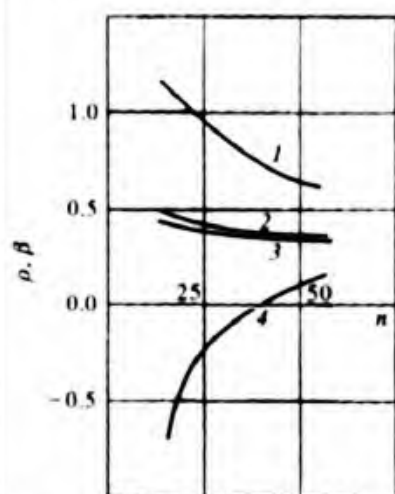


Figure 3. Dependence of the reactivity excursion on the number of computational nodes (n) and type of computational scheme employed. 1, 2, 3, and 4 correspond to alternative computational schemes. ρ is the reactivity and β is the value of reactivity corresponding to the share of delayed neutrons.

5 An analysis of the accepted sequence of events

Of course, not all investigators of the Chernobyl accident have access to powerful computers meeting the requirements for adequate numerical simulation specified above, or the use of three-dimensional programs with a required quantization of the reactor space into not less than 60 areas to establish the axial flux distribution (see figure 3). The use of simplified models to accommodate the limited power of available computers and, in certain cases, to obtain real-time results (eg, in the use of simulators) may obviously lead to wrong conclusions. This can be explained by taking a closer look at the widespread version of the explosion caused by the depression of the scram button. Such results are usually arrived at on making use of point kinetic models or taking insufficient account of local effects, such as a coarse vertical quantization in three-dimensional simulation.

The grounds for this version of the reactor failure will become more clear on taking a look at the design features of the control rod. As seen in figure 4, before the accident a graphite displacer was used in the rod. The presence of water between the displacer and the rod, with the maximum of neutron flux distribution shifted to the lower part of the reactor, can theoretically cause a positive excursion of reactivity due to the replacement of water—which in this case is a medium of higher neutron absorption capacity—by graphite.

Recently developed software packages (e.g. the TRIADA and TROJA packages) which made it possible to perform numerical experiments with a quantization of 540 to 2000 nodes in the horizontal plane and up to 60 layers in height were used to analyse the first phase of the accident. A study of the possible distortions in spatial neutron flux distribution from the instant of its recording (01:22:15) to the logging of the emergency signal (AZ-5) at 01:23:40 shows that the attempt to attribute the reactor runaway to the effect of the displacement of the water by the control rods leads to a considerable asymmetry of the spatial neutron flux distribution (figure 5). This runs counter to the evidence provided by the simultaneous recording of emergency signals indicating the increase in rate and level of the reactor power (01:23:43) (Adamov et al, 1988).

Even a layman can see from figure 5 that the 'button version' of the accident leads to a local rise in reactor power. Such a peak could not have been recorded simultaneously by measurement chambers arranged evenly around the periphery of the reactor, since the mass of the graphite shields the chambers that are far away from the peak and causes a considerable attenuation of the signal.

Figure 6 shows that the TRIADA-based values of the reactivity excursion caused by departure from the specified margin are much lower than those required to provide a satisfactory account of the process of the reactor failure. In the absence of additional sources of positive reactivity, its growth up to β of 0.5–0.7 (figure 7) corresponds to a 3-fold increase in the total reactor power, or to a maximum 5-fold power rise in each of its two parts. Since the initial power level is not greater than 200 MW, this scenario obviously does not apply to the Chernobyl accident. Comparison of curves 1 and 2 depicted in figure 6 shows that, with all other things being equal and given a reactivity margin of 15 rods (a permissible minimum under steady-state operating conditions), there is no positive reactivity excursion at all. Hence, for

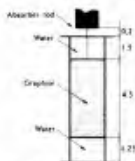


Figure 4. Simplified representation of the control rod. Dimensions in metres.



Figure 5. Isometric projection of the radial flux distribution on depression of the AZ-5 emergency button.

a satisfactory description of the reactor runaway starting 2 to 3 seconds after the delivery of the AZ-5 emergency signal, it is necessary to deal with scenarios that lead to the introduction of a considerable positive reactivity by means that have nothing to do with the movement of the control rod.

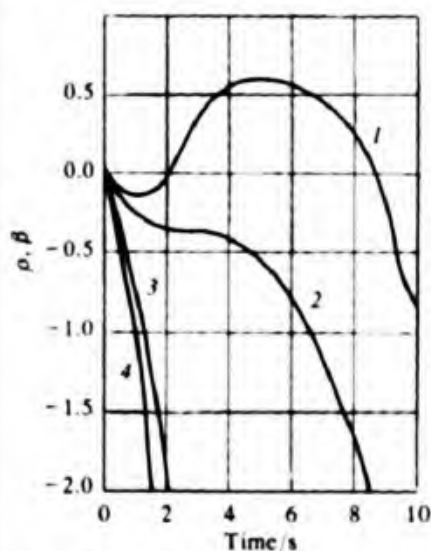


Figure 6. Efficiency of the emergency protection system: 1, Chernobyl nuclear power station on 26 April 1986—reactivity margin $R = 7\text{PP}$ (manual control rods) under conditions of maximum design failure; 2, standard reactivity margin, $R = 15\text{PP}$; 3, improved control and protection system, $R = 30\text{PP}$; 4, improved control and protection system and high-speed emergency protection system, $R = 30\text{PP}$.

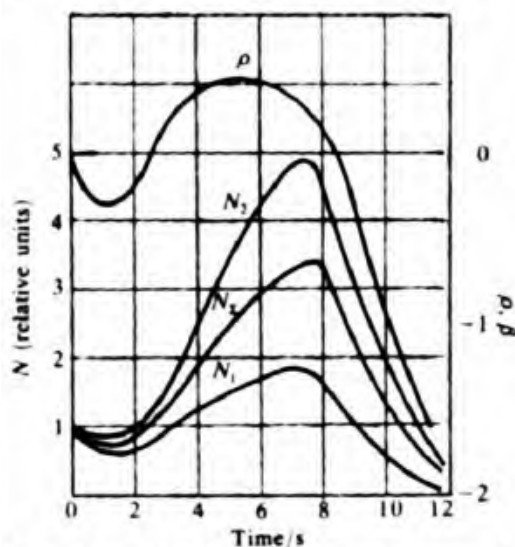


Figure 7. Behaviour of neutron power (N) and reactivity (ρ, β) on depression of the AZ-5 emergency button: N_1 and N_2 represent the relative powers of reactor halves; N_t is the total reactor power.

6 An analysis of some alternative scenarios

The search for a suitable scenario is more to the point if the physical characteristics of the RBMK-1000 reactor core are considered. The designed dependence of the reactivity on the coolant density (see curve 1 of figure 8) was confirmed experimentally by the high void-coefficient of reactivity obtained when water with a density ranging from 0.6 to 0.8 g cm^{-3} was used. However, calculations indicate that a drop in the value of the coefficient, and a reversal of its sign, are to be expected with

further decrease of water density. So a complete loss of coolant is seen to bring about a negative reactivity effect. It became possible to check the actual effect produced by a loss in coolant when the generating units of the Chernobyl nuclear power station were taken out of service for a long period of time. Curve 2 of figure 8 is not only in good agreement with the results of measurements made at that time, but its validity was also corroborated by later calculations performed by a number of investigators.

Bearing all these factors in mind, our studies were focused on the examination of a version in which the cause of the reactor runaway stemmed from the pre-accident thermohydraulic conditions that led to the voiding of the core, with the subsequent release of positive reactivity in proportion to the effect of voids. The arrival at these conditions prior to the accident, with the reactor running at about 200 MW, was promoted by its operation under conditions not provided for in the design parameters: high water flow rates (with four circulation pumps switched on at each side), slight underheating of the coolant, and operation of the main pumps under near-cavitation conditions. It is essential, in such calculations, to take account of the dynamic and static errors of measurement, since the coolant parameters closely approach the conditions of saturation. In consequence, the establishment of the pump cavitation margin and the extent of water underheating at the core inlet is highly sensitive to the accuracy of the measurement of, say, the drum separator pressure and the feedwater flow rate.

Calculations of enthalpy at the core inlet (figure 9), complying with the restrictions mentioned previously, show that the underheated water entered the core between 01:22:00 and 01:22:30 (Adamov 1990a). By the time the pressure dropped to a minimum, the underheating was also at a minimum and amounted to 17.8 kJ kg^{-1} . Such slight underheating does not exclude the possibility of the appearance of non-equilibrium steam owing to pump cavitation. Figure 10 presents the results of a calculation of the cavitation characteristics for the total flow rate in each half of the reactor obtained from DREG-logged parameters. The rate of the pressure drop in the drum separators was not above the permissible value, and the minimum cavitation margin was reached in both parts of the reactor.

The scarcity of initial information for the exact identification of the causes of reactor failure, and the obvious effects of various disturbances on its initiation, allow only for a qualitative assessment of these effects. Apart from the introduction of

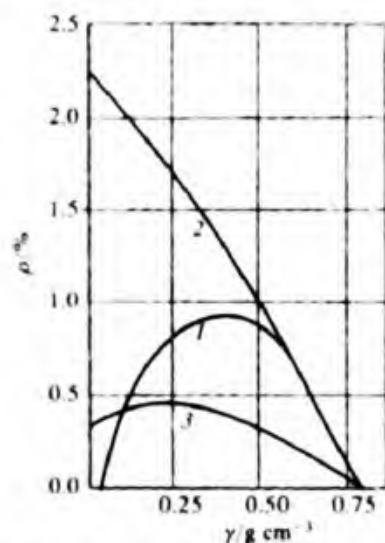


Figure 8. Dependence of the reactivity (ρ) on the coolant density (γ): 1, design calculations; 2, actual dependence at the instant of the accident of 26 April 1986; 3, present-day state after implementation of additional safety measures.

positive reactivity by the control rods, such effects are also produced by the disconnection of four circulation pumps when the flow rate of each falls below $5000 \text{ m}^3 \text{ h}^{-1}$ at the turbogenerator runout; cavitation of the pumps; and boiling of the slightly underheated coolant at the shutoff and control valves. The effects were simulated by the following computational schemes:

- disturbances due to the rod-induced positive reactivity (curve 1 of figure 6) at a constant water flow rate through the reactor core;
- disturbances that stem from the inlet steam content, in the absence of disturbances caused by flow rate or rod-insertion effects;
- flow-rate-induced disturbances in the absence of the effect of the control rods on reactivity;
- the combined effect of the control rods and flow rates, or of the control rods and steam content.

The results of calculation for the first scenario are presented in figure 11. The relative power increase in this case is not greater than a factor of 4.5 between the 8th and 9th seconds of the process, no local power surge is witnessed, and the maximum fuel temperature is not over 400°C . In the second scenario, an increase of the steam fraction up to 0.01 in 1 s raises the fuel temperature above its melting point. This is without consideration of the AZ-5 effect on the increase in reactivity.

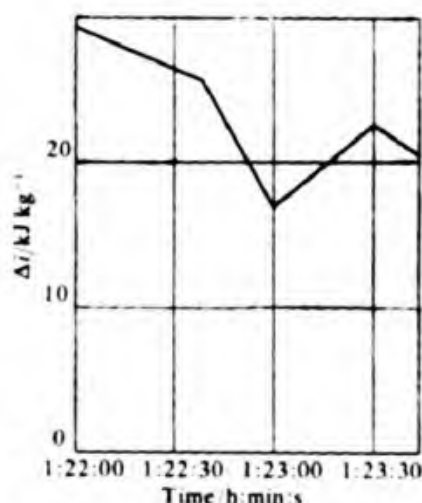


Figure 9. Time dependence of underheating of the coolant Δi at the core inlet.

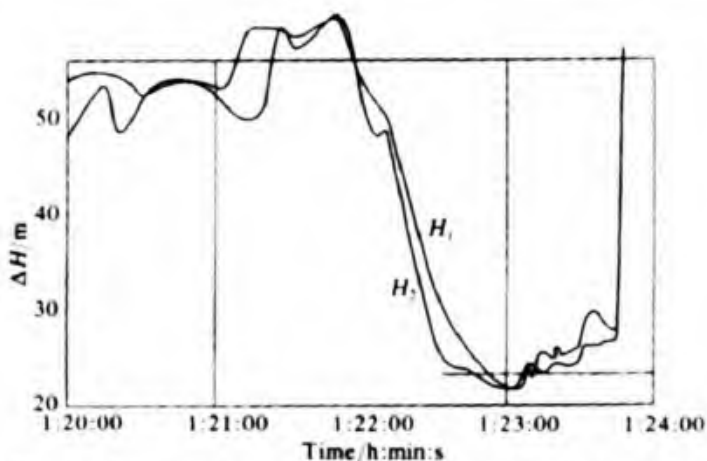


Figure 10. Time dependence of the main circulation pump average head ΔH in the right-hand and left-hand halves of the reactor: H_1 , left-hand loop; H_2 , right-hand loop.

In the third scenario, a 50% drop in the flow rate in 1 s, disregarding the control rod effect, corresponds to a more than 400-fold relative power increase, with the fuel temperature well above melting point after 13 s of the process. Hence, in this scenario, the reactor runaway is liable to occur 10–12 s after a sharp drop occurs in the flow rate at the core inlet.

In the case of a combined effect of the drop in flow rate with the introduction of positive reactivity by the control rods, the runaway accompanied by a 1000-fold relative power increase is seen to take place in 5–6 s after the introduction of the reactivity (figure 12). Here, the shift of the power density distribution to the lower part of the core boosts the reactor runaway.

Thus, the pre-accident unstable state of the reactor may lead to its runaway either because of disturbances in the water flow rate or because of the steam content. Although the initial phase of the accident seems to be fairly well explained, more comprehensive studies are needed for a thorough examination of the destructive processes taking place in the core and the structural elements of the reactor proper—and the nuclear power station in general—after the disastrous runaway of the reactor.

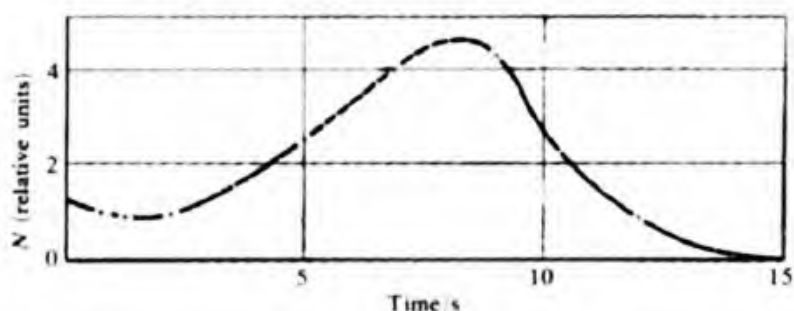


Figure 11. Variation of the relative power N at a constant coolant flow rate and the maximum change in reactivity possible on insertion of control rods (curve 1 of figure 6).

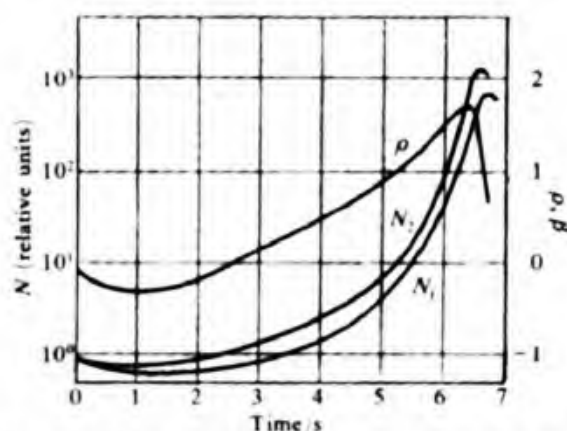


Figure 12. Behaviour of the relative power N and reactivity ρ in the development of the accident. N_1 and N_2 are powers of the reactor halves.

7 Improvements in the RBMK design

This information was used as the basis of design measures aimed at improving the safety of the RBMK reactor in the case of hypothetical accidents. One of the first measures taken to lessen the effect of voids was the installation of 80 additional absorbers within the core and the increase of the minimal reactivity margin to 30 rods. The introduction of positive reactivity due to the movement of the control rods is prevented in any possible situation by lowering them first by 0.7 m and then a

further 0.5 m, so as to eliminate the effect of water replacement by the displacer at any configuration of the neutron flux distribution. The number of bottom rods was increased from 24 to 32 and these rods were included in the reactor safety system.

The physical characteristics of the reactor were improved by the employment of fuel elements with higher enrichment (2.4%). The overall result of these measures enabled the effect of voids to be brought down to $\beta = 0.8-1$. Control rods of improved design were installed to eliminate water columns forming beyond the displacers. The previous control system was modernized so as to increase the speed of insertion of the rods in response to the safety system commands. The operation is now performed in 10 s to 12 s instead of the former 19 s. The considerable effect on the reactivity produced by the rods at the instant they are inserted into the core leads to a steep nonlinear rise in the effectiveness of the safety system, even within this short time of insertion. All RBMK reactors have now been fitted out with high-speed emergency protection systems independent both of power supply systems and of signal transmission channels. The results of tests on RBMK-1000 and RBMK-1500 carried out at the Leningrad and Ignalina nuclear power stations, respectively, have shown that the 24 rods of the newly installed safety systems introduce a negative reactivity of over $\beta > 2$ in less than 3 s (figure 13) (Adamov, 1990b).

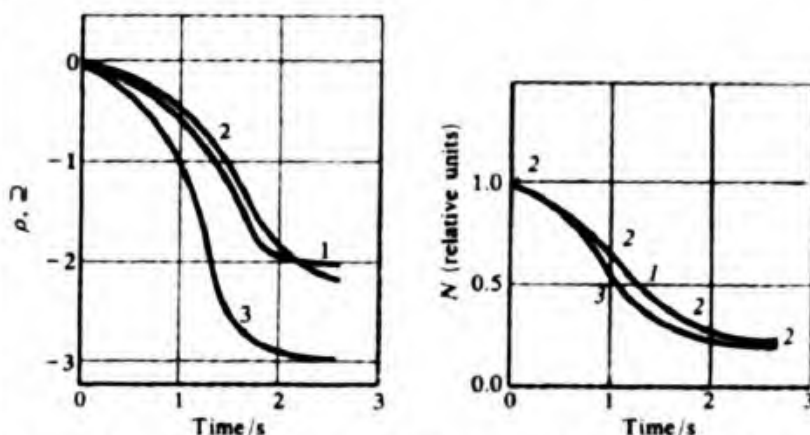


Figure 13. Variation of the reactivity ρ and the reactor relative power N in the tests of the high-speed emergency protection system at the Leningrad and Ignalina nuclear power stations with the power output at 40% of the rated value: 1, design value; 2, at the Leningrad nuclear power station; 3 at the Ignalina nuclear power station.

8 Concluding remarks

The general information presented above corroborates the main conclusion reported by Soviet experts in 1986 in Vienna, directly after the Chernobyl accident, and supplemented later in 1987 at the International Conference on Nuclear Safety held by the IAEA. There can be no doubt that a direct cause of the accident was the violation of operating rules and also of instructions drawn up specially for the performance of the ill-fated experiment. It is just as obvious that the nuclear power station was inadequately protected against freak reactor accidents. Physicists should take the blame for providing unreliable design data on the effect of voids on reactivity, and engineers for the design relating to the reactor control rods.

A number of publications voice anxiety about the consequences of accidents involving simultaneous failure of several fuel channels. The existing reactor design takes into account the possibility of simultaneous destruction of two channels containing the fuel assemblies. The calculated probability of such an event is so low that it is usually taken as the limiting case for hypothetical accidents. There have been cases of failures of single channels at nuclear power stations equipped with RBMK reactors.

Core inspections after such accidents failed to detect any damage to neighbouring channels. Nevertheless, the work under way at the Leningrad nuclear station for the improvement of its safety provided for the updating of steam ducts to ensure the removal of steam in the event of simultaneous breakdown of five channels. It is also planned to increase the cross sections of the steam ducts at all nuclear power stations so as to make the ducts capable of receiving steam from nine simultaneously failing channels.

The present article describes only the main results of the work carried out by numerous research teams and deals only with part of the measures taken to improve the safety of nuclear power stations fitted out with RBMK reactors. A substantial contribution to this work has been made by cooperation with British, Canadian, and Italian experts. Cooperation with researchers from Germany, France, Japan, and other countries engaged in the development of nuclear power plant and technologies would undoubtedly be equally fruitful. This belief is based on the fact that nuclear power engineering is now not a field of rivalry but of joint efforts to ensure trouble-free operation of existing nuclear power stations and, possibly, to develop new reactors with inherently better safety.

The lessons of the Three Mile Island and Chernobyl accidents indicate that the engineering approaches taken to prevent nuclear breakdowns are far from faultless. Of course, there is always the possibility of increasing the number of barriers set up to avoid serious accidents and radioactivity releases beyond the territory of the nuclear power station. This approach must be applied to present-day reactor concepts as it is the only way of ensuring the survival of the nuclear power industry as a component of the national power economy. Yet its future development, which calls for a substantial growth in the number of nuclear power plants (above the present 500 or so), and ever greater substitution of fossil fuels by other energy resources in the world power balance (approaching at present a 5% level), requires a fundamental review of measures for ensuring nuclear safety. This will be discussed in later publications.

References

- Adamov E O, 1990a "Estimation of qualitative effects of possible disturbances in Chernobyl-4", in *The 1st International Workshop on Severe Accidents in Nuclear Power Plants, 1990 Dagomys, Sochi, USSR* (Moscow: Nauka) (in Russian)
- Adamov E O 1990b "The Soviet RBMK: where do we go from here?" *Nucl. Eng. Int.* **35**(431) 33-36
- Adamov E O, Vasilevsky V P, Ionov A I, Nikitin Y M, Panin V M, Podlasov L N, Stenbock I A, Rogova V D, Cherkashov Y M, 1988 "Analysis of the first phase of the accident sequence at unit 4 of the Chernobyl NPP" *At. Energ.* **64**(1) 24-28
- Adamov E O, Vasinger V V, Vasilevsky V P, Mironov Y V, Nikitin Y M, Podlasov L N, Cherkashov Y M, 1989 "Estimation of qualitative effects of possible disturbances in Chernobyl-4", in *UK - USSR Meeting on Channel-Type Reactor Safety, Moscow, USSR* (Moscow: Nauka) (in Russian)
- Adamov E O, Vasinger V V, Vasilevsky V P, Mironov Y V, Nikitin Y M, Podlasov L N, Cherkashov Y M, 1990 "Effect of spatial quantization on results of simulation of RBMK reactor neutron field dynamics", presented at the Italy-USSR Working Group Seminar, Rome, Italy, 1990
- IAEA, 1986 "Information on the Accident at the Chernobyl Nuclear Power Station and Its Consequences", prepared for the IAEA *At. Energ.* **61**(5) 301-320

Особое место среди серии крупных международных мероприятий занимает Симпозиум по тяжёлым авариям на АЭС в Сорренто, Италия (март 1988 г.). Публикуя список авторов доклада, я предоставляю читателям самим сделать выводы, почему среди участников из ИАЭ нет ни одного расчётчика проектных материалов.

SEVERE ACCIDENTS IN NUCLEAR POWER PLANTS

PROCEEDINGS OF AN INTERNATIONAL SYMPOSIUM
ON SEVERE ACCIDENTS IN NUCLEAR POWER PLANTS
JOINTLY ORGANIZED BY THE
INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
AND THE NUCLEAR ENERGY AGENCY OF THE OECD
AND HELD IN SORRENTO, 21-25 MARCH 1988

IAEA-SM-296/13

Invited Paper

SAFETY OF NUCLEAR POWER PLANTS UNDER SEVERE ACCIDENT CONDITIONS

V.G. ASMOLOV, V.A. VOZNESENSKIY, A.N. ISAEV,
V.A. SILIN, O.Ya. SHAKH
I.V. Kurchatov Institute of Atomic Energy,
Moscow

E.O. ADAMOV, S.V. BRYUNIN, L.N. PODLAZOV,
Yu.M. CHERKASHOV
Scientific Research and Design Institute
for Power Technology,
Moscow

Yu.K. BIBILASHVILI, A.S. POLYAKOV, N.B. SOKOLOV
All-Union Scientific Research Institute for Inorganic Materials,
Moscow

V.P. SPASSKOV
"GIDROPRESS" Experimental Data Office,
Podolsk

Union of Soviet Socialist Republics

Abstract

SAFETY OF NUCLEAR POWER PLANTS UNDER SEVERE ACCIDENT
CONDITIONS.

The paper discusses the basic principles of ensuring the safety of nuclear power plants under severe accident conditions. The need is stressed for an overall systems approach to safety, embracing a wide range of interdependent problems. Attention is drawn to the line of

Но конференция примечательна вовсе не нашим докладом, как и остальные материалы этого времени, далеко не совершенным. На конференции выступил один из крупнейших итальянских физиков P.Loizzo с разгромным докладом в отношении физики и конструкции

РБМК. Однако все расчёты, а точнее, оценки итальянских исследователей, отталкивались от приблизительных, а не реальных исходных параметров. На что я обратил внимание профессора Лоиццо, предложив воспользоваться реальной базой данных. Основанный в те же дни совместный с итальянцами проект, где месяцами совместно трудились наши специалисты, позволил не только Лоиццо, но и многим другим зарубежным реакторщикам прийти к согласованному пониманию. Впрочем, и далеко не простая деятельность поиска компромиссов в Москве постепенно позволила согласовать позиции основных участников анализа, включая и специалистов, ранее принимавших участие в обосновании проектных материалов РБМК. Об этом можно судить, например, по информации в докладе на совместной конференции ядерных обществ Франции и России в 1991 г.

CAUSES AND CIRCUMSTANCES OF CHERNOBYL NPP UNIT 4 ACCI

MEASURES TO IMPROVE RBMK PLANT SAFETY

(Experts' Conclusions)

Kurchatov Atomic Energy Institute (KAEI):

**Velikhov E.P., Ponomarev-Stepnoy N.N., Asmolov
Burlakov E.V., Kalugin A.K., Krajushkin A.V.,
Malkin S.D., Proklov V.P.**

Research and Design Institute of Power Technology (RDIPT)

**Adamov E.O., Cherkashov Ju.M., Vasilevsky V.P.,
Nikitin Ju.M., Novoselsky O.Ju., Podlazov L.N.**

All Union Research Institute of Nuclear Power Plants (AURI)

Abagian A.A., Kroshilin A.E.

**State Committee on Safety Supervision in the Atomic Indust
(GPAN):**

Shteinberg N.A., Petrov V.A.

Institute of Nuclear Power Safe Development (IBRAE):

Bolshov L.A., Arutjunian R.V., Afanasiev A.M.

Здесь уже нет места для разночтений: реактор действительно персоналом был выведен во вне регламентное состояние (запас стержней, отключение аварийных защит и т.д.), но авария выявила и недостатки как проекта (физический расчёт, система управления и аварийной защиты), так и самого регламента, в котором невнятно был изложен ряд ограничений и не было обращено внимание персонала на возможные последствия отклонений от регламентных требований. Примечательно, что с этим согласились и основные разработчики проекта, подписи которых также стоят под докладом.

Доклад этот можно считать моментом достижения консенсуса между основными специалистами, причастными как к разработке, сопровождению эксплуатации, так и анализу безопасности АЭС с реакторами РБМК.

Глава 4. Модернизация АЭС с реакторами РБМК и её итоги

Безусловно, работы по анализу причин аварии на ЧАЭС были важны с нескольких точек зрения. Для государственных органов – прежде всего с точки зрения поиска и наказания виновных. Это, кстати, затрудняло согласование научно-технических позиций между экспертами, среди которых было немало участников проектного обоснования конструкции реактора РБМК, в том числе, и по его безопасности. Но основная причина, по которой должны были быть выявлены все возможные дефекты конструкции, физического расчёта, системы управления и регламента эксплуатации АЭС, была связана с необходимостью проведения работ по модернизации блоков. Причём для этой цели программа модернизации должна была учитывать не только фактически проявившиеся и экспертно признанные недостатки, но и любые вероятные, пусть и не имевшие в апреле 1986 г. никакого значения, но потенциально могущие привести к аварии сценарии.

В военной авиации при крушении самолёта до полного понимания причин аварии запрещаются полёты всех подобных самолётов. Уже в гражданской авиации этого не происходит: слишком много ущерба принесли бы запреты, например, рейсовых полётов Аэробусов, при катастрофе одного из них. Напряженность энергетической ситуации в региональном плане резко усиливается, даже при отключении одного блока мощностью 1000 МВт. Отключить все АЭС с РБМК было нереально. Они вырабатывали более половины электроэнергии, производимой на АЭС СССР. Естественно, что первые меры на всех блоках, причём не только организационного характера (ужесточение требований по оперативному запасу стержней РР), но и технические (загрузка ДП), были приняты в первые месяцы после аварии. Программа повышения безопасности была составлена впервые в конце 1986 г., многократно уточнялась, дополнялась и была не только предметом забот специалистов НИКИЭТ, ВНИАЭС, ИАЭ

им. И.В.Курчатова, но и активно обсуждалась на отечественных и международных кворумах. О её первоначальном облике можно судить по статье в журнале «Атомная энергия», направленной в редакцию в марте 1987 г.

УДК 621.039.58'68

Повышение безопасности АЭС с РБМК

АДАМОВ Е. О., АСМОЛОВ В. Г., ВАСИЛЕВСКИЙ В. П., ЕГОРОВ Ю. А., КАЛУГИН А. К., ПИКИТИН Ю. М.,
НИКОЛАЕВ В. А., ПОДЛАЗОВ Л. Н., СИРОТКИН А. П., СТЕНБОК Н. А., ЧЕРКАШОВ Ю. М.

В работе [1] показано, что первопричиной Чернобыльской аварии было крайне маловероятное сочетание нарушений порядка и режима эксплуатации, допущенных стационарным персоналом. Печальный опыт аварии со всей очевидностью ставит перед разработчиками реакторной установки проблему создания таких защитных систем безопасности, которые были бы способны предотвратить техническими средствами существенные нарушения регламента эксплуатации персоналом АЭС. С этой точки зрения при оценке надежности и безопасности технических решений, являющихся основой конструктивной и физической схем реакторных установок, следует рассматривать не просто обеспечение соответствия проектных параметров и режимов работы АЭС требованиям действующей в нашей стране общей нормативной документации [2, 3], но и выявлять такие сочетания отклонений и нарушений условий нормальной работы, которые могут привести к аварии с тяжелыми последствиями.

Такой подход потребовал критически рассмотреть характеристики и принципиальные особенности реакторов, обуславливающие работоспособность активной зоны и надежность системы теплоотвода.

Факторами, определяющими безопасность стационарных режимов эксплуатации РБМК, являются надежная работа СУЗ, отсутствие кризиса теплообмена в активной зоне и теплогидравлическая устойчивость контура многократной принудительной циркуляции, а также сохранность

барьеров безопасности, предотвращающих выход продуктов деления. В РБМК к таковым относятся оболочка твэла, канальная труба вместе с контуром циркуляции и кожух реакторного пространства.

Проектный предел повреждения твэлов РБМК-1000 и -1500 для нормальной эксплуатации (первый проектный предел повреждения) не превышает требований [2]. Его непревышение для РБМК-1500, имеющего более высокие тепловые нагрузки на твэлы и повышенное паросодержание, потребовало разработки специальных ТВС с интенсификаторами теплообмена, позволяющими увеличить запас до кризиса. Был проведен полный комплекс теплофизических исследований, в том числе и вопросов теплогидравлической устойчивости, как на электрообогреваемых стендах, так и в петлевых установках [4, 5]. В результате исследований сделаны рекомендации по расчету критических тепловых потоков при различных формах осевого поля энерговыделения, полученных в широком диапазоне изменения массового расхода и температуры воды на входе, а также обоснована требуемая эффективность интенсификаторов теплообмена до массового паросодержания 90 %. Запасы до кризиса для РБМК рассчитываются по вероятностной методике с учетом возможных предельных отклонений расхода, мощности, температуры и методических погрешностей.

В некоторых экспериментах осуществлялся выход в режимы закризисного теплообмена. В стендовых условиях на сборках с интенсификаторами

в закризисном режиме температура электрообогреваемых оболочек составляла $\sim 400^\circ\text{C}$ [для тепловых потоков до 1 МВт/м^2 (линейная мощность имитаторов твэлов 430 Вт/см) и массового паросодержания до 90 %]. В петлевых реакторных испытаниях увеличение температуры оболочки твэла при выходе в режим кризиса теплоотдачи не превышало $10\text{--}20^\circ\text{C}$, а в закризисном режиме максимальная температура оболочки при тепловом потоке до 2 МВт/м^2 (850 Вт/см) составляла около 700°C . Результаты последующего исследования в горячей камере «кризисных» ТВС, а также ТВС, прошедших ресурсные испытания при циклическом изменении мощности от 0 до номинальной с максимальной линейной мощностью твэла 580 Вт/см и числом циклов 530, не выявили нарушения герметичности оболочек твэлов. Следует отметить и сохранность их герметичности в условиях динамического изменения мощности при $5,4\text{ Вт/(см}\cdot\text{мин)}$.

Отметим, что линейная мощность твэлов РБМК-1000 (средняя 146 Вт/см , максимальная 330 Вт/см) и РБМК-1500 (221 и 485 Вт/см) не превосходит линейную мощность эксплуатируемых в Бельгии, Бразилии, Испании, США, ФРГ, Японии РВР (максимальная линейная мощность твэлов в диапазоне $480\text{--}597\text{ Вт/см}$), ВВР ($476\text{--}574\text{ Вт/см}$, США, Япония), НВР ($503\text{--}612\text{ Вт/см}$, Аргентина, Канада, Пакистан) [6].

Расчетно-экспериментальные исследования теплогидравлической устойчивости РБМК-1000 и -1500 показали, что при всех проектных режимах, форме осевого поля энерговыделения и положении запорно-регулирующих клапанов на входе в топливные каналы есть запасы до границ устойчивости. На рис. 1 показано сравнительное положение границ устойчивости и кризиса теплообмена (для РБМК-1500) в плоскости мощности W и расхода G при номинальных значениях давления, температуры воды на входе и полном открытии запорно-регулирующих клапанов, т. е. при минимальных запасах до границы устойчивости*. Там же показано положение рабочей точки для каналов средней и максимальной мощности. Из рис. 1 следует, что только при непроектном значительном уменьшении расхода возможно попадание в область неустойчивости. Следует заметить, что требования обеспечения теплогидравлической устойчивости и запасов по кризису теплообмена не являются взаимно противоречивыми. Вместе с тем для повышения устойчивости энергоблока с РБМК-1500 расход теплоносителя в контуре в настоящее время регулируется таким образом, чтобы обеспечить максимально возможное гидравлическое сопротивление входных трактов.

* Граница устойчивости в закризисной области показана условно, так как ее расчет требует перехода на другую математическую модель рабочих процессов. Полная среднеквадратическая погрешность расчета $\sigma = 0,05$.

В последнее время были выполнены дополнительные расчеты по анализу предельной мощности топливного канала РБМК с предполагаемым эксцентричным расположением ТВС и температурному режиму твэлов при их гипотетическом взаимном касании или касании трубы в номинальном режиме работы реактора.

Оценка предельной мощности топливного канала РБМК с эксцентричным расположением ТВС, выполненная с привлечением локальных методов

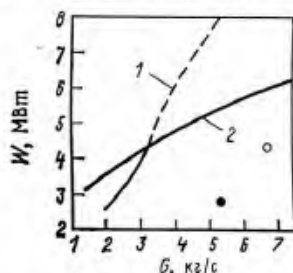


Рис. 1. Границы устойчивости и кризиса теплоотдачи в плоскости W, G при температуре воды на входе 260°C и давлении 7 МПа : 1 — граница устойчивости; 2 — граница кризиса теплоотдачи; $\bullet, \circ$ — топливный канал средней ($2,89\text{ МВт}$) и максимальной ($4,5\text{ МВт}$) мощности соответственно, расход $5,48$ и $6,67\text{ кг/с}$

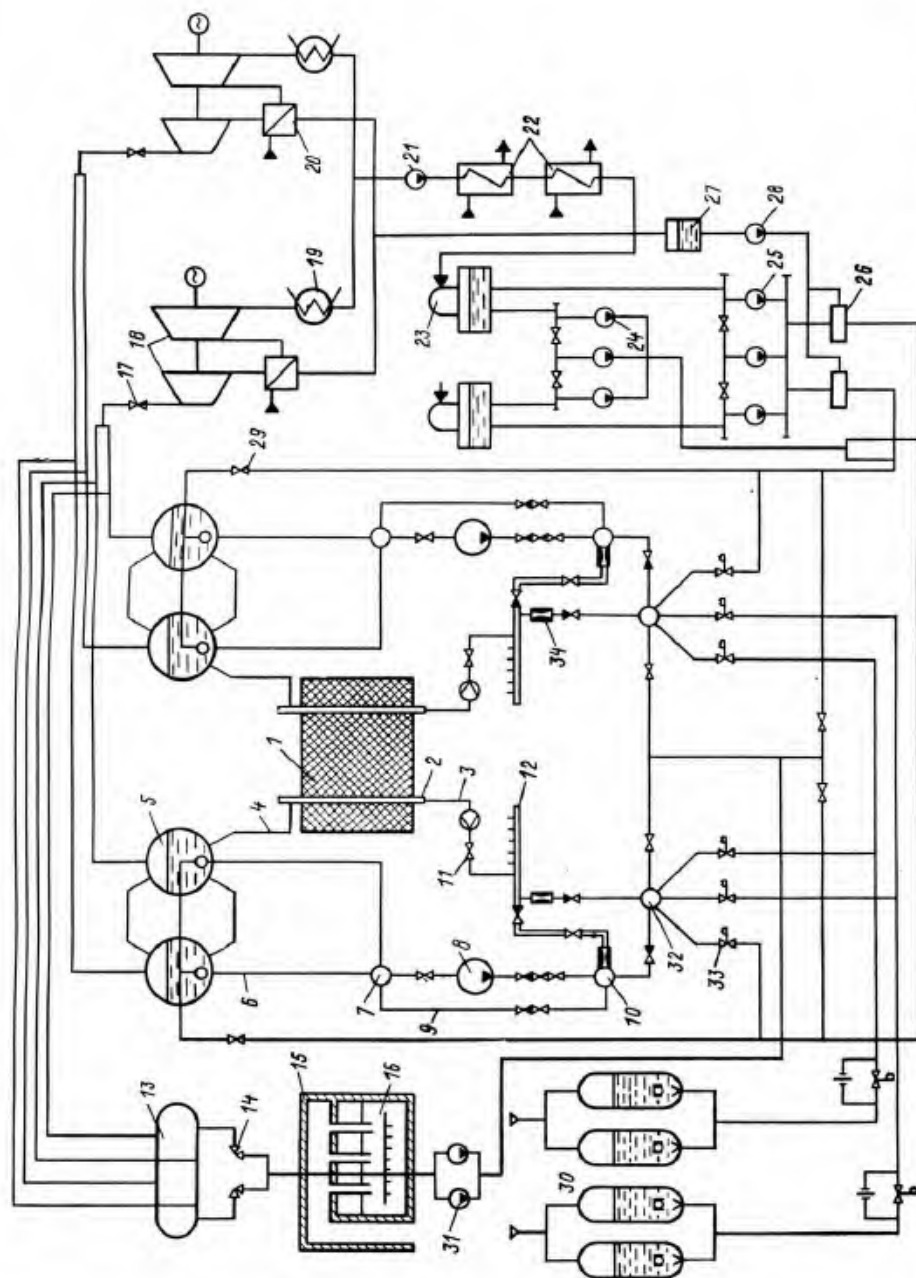
анализа теплогидравлики потока в стержневых сборках [7] для режима $G_{\text{ТК}} = 28\text{ т/ч}$, $W_{\text{ТК}} = 3000\text{ кВт}$, $T_{\text{вх}} = 270^\circ\text{C}$ и уменьшением зазора между твэлом и каналом на верхней половине активной зоны с $1,6$ почти до 1 мм , показала снижение предельной мощности канала до 8 %, что находится в пределах погрешности зависимости критического теплового потока и не должно выводить канал в кризисный режим.

Зависимость максимальной температуры оболочек твэлов $T_{\text{макс}}$ при их взаимном касании от протяженности участка касания $H_{\text{кас}}$ для номинального режима РБМК следующая:

$T_{\text{макс}}, ^\circ\text{C}$	$H_{\text{кас}}, \text{мм}$
300	0
320	1
350	2
400	3
430	3,5

В случае касания твэла внутренней поверхности трубы топливного канала на участке длиной $2,5\text{ мм}$ максимальная температура его оболочки достигает $\sim 350^\circ\text{C}$, а температура внутренней поверхности трубы в месте контакта $\sim 310^\circ\text{C}$ (локальное превышение номинального значения на $\sim 20^\circ\text{C}$). Приведенные результаты подтверждают работоспособность как твэлов, так и канальной трубы в рассмотренных режимах.

В процессе проектирования АЭС с РБМК был сформулирован перечень исходных аварийных событий, на основе анализа которых разрабатывались проектные системы обеспечения безопасности. Сегодня этот перечень проектных и гипоте-



Р и с. 2. Принципиальная схема АЭС с РБМК-1500: 1 — реактор; 2 — топливный канал; 3 — труба водяной коммуникации; 4 — труба паровой коммуникации; 5 — сепаратор; 6 — опускная труба; 7 — всасывающий коллектор; 8 — ГЦН; 9 — байпас; 10 — напорный коллектор; 11 — запорно-регулирующий клапан; 12 — раздаточный групповой коллектор; 13 — паровой коллектор; 14 — паросбросный клапан; 15 — система локализации аварий; 16 — запас воды САОР; 17 — турбогенератор; 18 — турбогенератор; 19 — конденсатор; 20 — сепаратор-пароперегреватель; 21 — конденсатный насос; 22 — подогреватель; 23 — деаэрактор; 24 — аварийный питающий электронасос; 25 — питательный электронасос; 26 — смешивающий подогреватель; 27 — конденсатор-пароперегреватель; 28 — конденсатный насос сепаратора-пароперегревателя; 29 — регулятор уровня; 30 — гидроаккумулярующий узел САОР; 31 — насос САОР; 32 — коллектор САОР; 33 — быстродействующий клапан САОР; 34 — ограничитель течи

тических аварий, подвергнутый существенной переработке и дополненный новыми сценариями аварийных процессов на основе анализа аварии на Чернобыльской АЭС, содержит более 50 ситуаций, которые могут быть разделены на семь основных групп: изменения реактивности и режима работы СУЗ; нарушения подачи теплоносителя; разрывы трубопроводов; отклонения или отказы оборудования; аварии при работе с топливом; прочие аварии (пожары, затопления и т. п.); гипотетические аварии, рассмотрение которых необходимо для разработки плана противоаварийных мероприятий (максимальной гипотетической аварией считается разрыв барабана-сепаратора).

За максимальную проектную аварию АЭС с РБМК принят мгновенный разрыв по всему сечению напорного коллектора главного циркуляционного насоса наружным диаметром 1040 мм и толщиной стенки 70 мм с одновременным обесточиванием оборудования собственных нужд энергоблока.

Тепловые схемы АЭС с РБМК-1000 и -1500 мало отличаются одна от другой и являются типичными для одноконтурных энергетических установок с кипящим реактором. На рис. 2 показана принципиальная схема энергоблока с РБМК-1500. В отличие от РБМК-1000 система аварийного охлаждения (САОР) РБМК-1500 существенно модернизирована — увеличена ее производительность и аккумулирующая способность баллонных подсистем, введены новые элементы безопасности (ограничительные вставки с поперечным вдувом, смесители в раздаточных групповых коллекторах и др.).

Максимальная проектная авария характеризуется кратковременным (на 1—2 с) прекращением подачи теплоносителя в те каналы реактора, которые охлаждались отказавшей циркуляционной петлей, с последующим восстановлением расхода до 25 % (РБМК-1000) и до 40 % (РБМК-1500) номинального за счет автоматического включения САОР. Расчеты нестационарного температурного поля по радиусу и высоте твэлов в условиях такой аварии выполнены по методикам и программам, разработанным на основе экспериментов на полномасштабной электрообогреваемой модели топливного канала РБМК-1500 мощностью до 4,6 МВт. Расчетами установлено, что в наиболее теплонапряженном канале максимальное локальное значение температуры оболочек твэлов достигается на расстоянии 5 м от входа в активную зону и не превышает 800 °С. Требования по непревышению второго проектного предела повреждения выполняются для твэлов с любым выгоранием. Для приема аварийных выбросов пара, его конденсации и выдержки неконденсирующихся радиоактивных газов предусмотрена система локализации аварий, которая для АЭС с РБМК-1500 в отличие от энергоблоков с РБМК-1000 располагается в отдельно сооруженных башнях. Она имеет барбо-

тер бассейнового типа с запасом холодной воды, в который по специальным каналам и трубопроводам сбрасывается парогазовая смесь из прочноплотных боксов, подреакторного помещения, реакторного пространства и паросбросных устройств безопасности. Над пароприемной камерой располагается камера выдержки воздуха и других неконденсирующихся газов, поступающих при аварии вместе с паром, которая оборудована системой вывода смеси на установку очистки газов и подвода чистого воздуха.

Проектом предусмотрены меры, исключающие внезапное самопроизвольное ухудшение условий теплообмена в топливных каналах: на входе в каждый раздаточный групповой коллектор установлены механические пластинчатые фильтры; для исключения случайного ошибочного закрытия запорно-регулирующего клапана, смонтированного на входе в каждый топливный канал для регулировки расхода по мере выгорания топлива, предусмотрен ограничительный ключ, устанавливаемый при подготовке реактора к пуску в положение, которое обеспечивает минимальное открытие клапана при работе реактора на мощности и, следовательно, минимально необходимый расход теплоносителя через канал. За время нахождения ТВС в реакторе в течение примерно 3 лет расход изменяется в каждом канале запорно-регулирующим клапаном дважды. Для обнаружения каналов, потерявших в процессе эксплуатации герметичность, предусмотрена развитая система индивидуального контроля целостности топливных каналов и каналов системы управления реактора. Она основана на измерении влажности и температуры газа, прокачиваемого через графитовую кладку. Во всех случаях разгерметизации каналов в процессе эксплуатации РБМК эта система позволяла однозначно обнаружить дефектный канал при протечках воды, существенно меньших установленных 10 кг/ч. Так, в 1985 г. на действующих энергоблоках эксплуатировалось 23473 топливных канала, 2994 канала системы управления реактором и 2184 канала охлаждения отражателя. В течение года заменено семь топливных каналов и два канала охлаждения отражателя. Из девяти два канала извлечены для плановых исследований металла после 10 лет эксплуатации, шесть — из-за негерметичности на основании показаний системы управления на работающем реакторе и один — по результатам контроля на расхоленном реакторе. Более 23 тысяч циркониевых каналов и соответственно 46 тысяч переходных соединений сталь-цирконий наработали в 14 РБМК в совокупности около 90 реакторо-лет, что подтверждает надежность их работы. Расчеты параметров состояния каналов в аварийных ситуациях показывают, что труба из сплава циркония с 2,5 % ниобия может сохранять работоспособность до ~ 600 °С. Переходные соединения изготавливаются диффузионной сваркой при температуре, в несколько раз

выше температуры эксплуатации (не более 300 °С). Следует иметь в виду, что увеличение температуры приводит к снижению остаточного технологического напряжения, обусловленного разницей коэффициентов линейного расширения соединяемых металлов, и не может быть причиной разгерметизации соединения. Имеются прямые опыты по многократному нагреву переходников до 650—700 °С с последующим резким охлаждением в воде. Как показали испытания, надежная герметичность соединений при этом сохраняется.

В случае максимальной проектной аварии на АЭС с РБМК-1500 в канале с максимальной мощностью в начальный период обезвреживания в течение ~ 2 с разогревается труба за счет передачи тепла от графитовых блоков кладки. По мере разогрева твэлов до 700—800 °С увеличивается до 50 % доля тепла, передаваемого трубе канала лучеиспусканием от твэлов. Средний темп разогрева трубы составляет около 10 °С/с, и к моменту включения САОР температура в средней части не превышает 400 °С. После включения САОР снижается температура перегретого пара, а затем и твэлов, и труба канала остывает до исходных 300—330 °С. Так как переходники сталь-цирконий находятся вне активной зоны, их температура всегда ниже температуры средней части циркониевой трубы. Конструктивно-технологическое исполнение переходников обеспечивает их работоспособность до температуры, определяемой прочностными характеристиками циркония. Таким образом, при максимальной проектной аварии обеспечен большой запас до предельной температуры трубы канала и переходников сталь-цирконий.

Важным показателем надежности работы АЭС является¹ мощность радиоактивных выбросов. В РБМК, работающих по одноконтурной схеме, радионуклиды выбрасываются с эжекторными газами. На АЭС запроектированы и реализованы системы снижения мощности выброса: в частности, на АЭС с РБМК-1500 применяется камера выдержки и радиохроматографическая установка (табл. 1)

Таблица 1. Время задержки и коэффициент снижения активности РБГ радиохроматографической установкой

Количество работающих адсорбентов	Время задержки, ч		Коэффициент снижения активности	
	Хе	Кг	¹³³ Хе	^{85m} Кг
16	200	10	0,35	0,20
12	150	7,5	0,45	0,30
10	125	6,2	0,50	0,40
6	75	3,7	0,70	0,60
4	50	2,5	0,80	0,70

с активированным углем (16 адсорбентов, 11,4 м³ угля в каждом с проектным расходом газа

500 н. м³/ч) для снижения активности РБГ. Годовая мощность выброса существенно меньше допустимой. В 1986 г. выброс на Игналинской АЭС составил, Ки/год (в скобках указан допустимый выброс):

РБГ	Радионуклиды		131 I
	коготковживущие	долгоживущие	
86.10 ³ (275.10 ³)	4,7 (110)	0,3 (8,2)	4,2 (5,5)

По среднесуточной мощности выброса РБГ АЭС с РБМК-1500 не отличается от АЭС с РБМК-1000.

На территории, примыкающей к АЭС с РБМК, дозовая нагрузка на население намного меньше допустимой. Оценки показывают, что при работе одного энергоблока Игналинской АЭС с РБМК-1500 с ежесуточной мощностью выброса, равной допустимой по СП АЭС-79, годовая дозовая нагрузка на население Снечкус не превышает 0,5мбэр(допустимая по СП АЭС-79 — 20мбэр/год), т. е. менее 0,5 % дозы естественного антропогенно-измененного фона в городе. (Доза фона Снечкуса 100—120 мбэр/год примерно равна среднемировой; уместно напомнить, что на земле есть районы, где доза естественного фона в 3—6 раз выше, например, Коми АССР, шт. Кералл в Индии и др.).

Поскольку реальная мощность выброса заметно ниже разрешенной СП АЭС-79, то и дозовая нагрузка на население существенно меньше допустимой (в 1986 г. она составила 0,2—0,25 мбэр); определить ее непосредственными измерениями, естественно, не удастся. Следует напомнить, что дозовая нагрузка на население за счет выброса ТЭС такой же мощности в 10—70 раз выше [8]. За время работы Игналинской АЭС в пробах объектов окружающей среды, отобранных дозиметрической службой АЭС, обнаружить накопление «станционных» радионуклидов за пределами санитарно-защитной зоны не удалось (при чувствительности метода измерений ~ 5·10⁻¹¹ Ки/проба и продолжительности измерений 10³ мин). В водоем-охладитель Игналинской АЭС, как и других АЭС с РБМК, радионуклиды с АЭС могут поступать с дебалансными водами и в результате осаждения при рассеянии выброса в атмосфере. Штатный радиационный контроль водоема не обнаруживает в нем «станционных» радионуклидов.

Таким образом, можно сделать вывод, что при нормальной эксплуатации АЭС с РБМК-1000 и -1500 предусмотренные проектом инженерные решения обеспечивают безопасность в соответствии с принятыми в нашей стране нормами как в штатных стационарных, так и в проектных аварийных режимах.

Важной проблемой, которая сегодня требует решения, является разработка технических и организационных мероприятий, обеспечивающих даже при максимальной гипотетической аварии локализацию активности внутри АЭС или в край-

нем случае ограничение радиоактивного выброса пределами санитарно-защитной зоны и гарантирующих нормальную радиационную обстановку в населенных пунктах, соседних с АЭС. В максимально возможном объеме эти проблемы будут решены в проекте усовершенствованного канального реактора, который в настоящее время разрабатывается в нашей стране.

Что же касается действующих реакторов, то реализованные первоочередные инженерные решения позволили в значительной мере улучшить физические характеристики и устранить те недостатки конструкции реакторов РБМК, которые для того нерегламентного состояния реактора, в какое он был приведен персоналом Чернобыльской АЭС, обусловили увеличение масштабов аварии. Наиболее существенными из недостатков реактора следует считать, во-первых, положительные паровой коэффициент реактивности α_p и эффект обезвоживания активной зоны и, во-вторых, недостаточное быстродействие аварийной защиты при нарушении требования технологического регламента эксплуатации о минимальных запасах реактивности в переходных и стационарных режимах.

Увеличение быстродействия аварийной защиты достигнуто за счет опускания всех стержней СУЗ на 0,7 м в активную зону (на этом уровне установлены верхние концевые выключатели), что увеличило дифференциальную эффективность стержней, вводимых с верхнего концевика, и на 2 с уменьшило время ввода стержней в активную зону.

Оперативный запас реактивности, компенсируемый стержнями СУЗ, увеличен до 43—48 стержней ручного регулирования на РБМК-1000 и до 53—58 на РБМК-1500, что существенно повышает быстродействие аварийной защиты на начальном участке опускания стержней, поскольку заметно увеличилось число стержней, находящихся в средней (по высоте) части активной зоны и обладающих большой дифференциальной эффективностью. В результате начальная скорость ввода отрицательной реактивности стержнями по сигналам аварийной защиты составляет теперь не менее $0,5 \beta_{эф}/с$. Кроме того, в СУЗ внесены и другие усовершенствования, повышающие надежность и безопасность работы реактора:

увеличено число укороченных стержней-поглотителей до 32 на РБМК-1000 и до 40 на РБМК-1500, вводимых в активную зону снизу;

реализована схема ввода укороченных стержней-поглотителей в активную зону по сигналам аварийной защиты;

обеспечена индикация на цифропоказывающем устройстве запаса реактивности в любом состоянии реактора;

предусмотрена остановка реактора при снижении запаса реактивности до 30 стержней ручного регулирования.

Штатные сервоприводы стержней СУЗ модернизируются, что позволит уменьшить время полного ввода стержней по сигналам аварийной защиты с 18—20 до 10—12 с.

Особое важное значение придается разработке и внедрению на действующих энергоблоках быстродействующей аварийной защиты. Она предназначена для надежного прекращения цепной реакции в случае возникновения запроектных непредсказуемых аварий с резким уменьшением периода нарастания нейтронного потока. Быстрая аварийная защита, начало внедрения которой на действующих энергоблоках АЭС намечено в 1987 г., должна обеспечить ввод отрицательной реактивности до $3 \beta_{эф}$ за 2—2,5 с.

Урок Чернобыля заставил считаться с тем, что нарушения регламента могут быть самыми непредсказуемыми. Поэтому в первоочередных мероприятиях, направленных на увеличение безопасности РБМК, одним из главных было снижение α_p до значения, исключающего при любых нарушениях технологического регламента разгон реактора. При этом использованы новые расчетные данные, уточняющие характер изменения парового коэффициента реактивности при обезвоживании реактора. Влияние дополнительных поглотителей и числа стержней СУЗ, находящихся в активной зоне, на α_p было уточнено в процессе специальных исследований, проведенных на реакторах Чернобыльской и Смоленской АЭС в октябре — ноябре 1986 г. Откорректированная по этим данным зависимость α_p от глубины выгорания топлива, темпа перегрузки ТВС, числа стержней СУЗ и дополнительных поглотителей в активной зоне для РБМК-1000 приведена в табл. 2, для РБМК-1500 — в табл. 3. Расчетные оценки протекания аварийных процессов показали, что с учетом выбранного быстродействия аварийной защиты паровой коэффициент реактивности не должен превышать $2\beta_{эф}$. Такие значения обеспечены в действующих реакторах как увеличением запаса реактивности, компенсируемого стержнями СУЗ (минимально допустимый запас реактивности в переходных режимах равен 30 стержням ручного регулирования), так и установкой в активную зону РБМК-1000 80 дополнительных поглотителей, РБМК-1500 — 55. Следует отметить, что паровой коэффициент реактивности РБМК-1500 существенно меньше, чем в РБМК-1000, из-за большего количества стержней в активной зоне за счет решеток — интенсификаторов теплообмена.

Детальные расчетные исследования протекания аварийных процессов в РБМК-1000 и -1500 с введенными усовершенствованиями показали, что СУЗ обеспечивает надежное гашение нейтронной мощности реактора, а САОР во всех рассмотренных ситуациях обеспечивает выполнение требований по неперевышению второго проектного предела повреждения твэлов. Кроме снижения α_p за счет установки дополнительных поглотителей и

Таблица 2. Зависимость основных характеристик РБМК-1000 от числа стержней ручного регулирования и дополнительных поглотителей в активной зоне при обогащении топлива подпитки 2 %

Характеристики	Номер варианта							
	1	2	3	4	5	6	7	8
Стержни ручного регулирования, шт.	30	45	45	45	45	55	30*	30*
Дополнительные поглотители, шт.	0	0	30	60	80	80	80	110
Глубина выгорания топлива, МВт·сут/кг	22,3	21,6	20,0	18,4	17,3	16,85	—	—
α_f , $\beta_{эф}$	4,5	3,5	2,6	1,7	1,0	0,4	2,0	1,1

* Режим кратковременной работы (допустим в переходных процессах).

Таблица 3. Зависимость основных характеристик РБМК-1500 от числа стержней ручного регулирования и дополнительных поглотителей в активной зоне при обогащении топлива подпитки 2 %

Характеристика	Номер варианта											
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
Стержни ручного регулирования, шт.	36	55	65	75	55	55	65	75	45	30*	30*	55
Дополнительные поглотители, шт.	0	0	0	0	40	55	55	55	55	55	90	90
Глубина выгорания топлива, МВт·сут/кг	21,6	20,75	20,3	19,85	18,6	17,75	17,3	16,85	18,25	—	—	15,9
α_f , $\beta_{эф}$	3,3	2,0	1,4	0,7	0,8	0,4	-0,3	-0,9	1,0	2,0	1,0	-0,65

* Режим кратковременной работы (допускается в переходных процессах).

увеличения минимально допустимого запаса реактивности на стержнях СУЗ, выполнены и другие мероприятия, направленные на повышение безопасности. В частности, на блочном щите управления смонтирована дополнительная световая панель автоматики, фиксирующая выведение из работы аварийной защиты реактора по каждому из сигналов. Вмешательство оперативного персонала в работу светового табло (гашение сигнала) полностью исключено.

Еще одним направлением по обеспечению безопасности действующих энергоблоков является существенное расширение внутризонного контроля энерговыделения как по высоте, так и радиусу активной зоны. С этой целью разработаны проекты и изготовлена партия специальных малогабаритных детекторов энерговыделения, которые устанавливаются на действующих энергоблоках. Разрабатывается проект модернизации существующей системы диагностики и регистрации параметров энергоблока, позволяющий идентифицировать и установить характер развития аварийных ситуаций, а также фиксировать действия оперативного персонала, с выделением усовершенствованной системы в отдельный, независимый от имеющейся информационно-вычислительной системы комплекс с надежным автономным питанием. Большое вни-

мание уделяется работе по созданию систем специального ультразвукового и акустико-эмиссионного контроля состояния металла в процессе эксплуатации.

Дальнейшие мероприятия по увеличению безопасности РБМК связаны с повышением обогащения топлива [9].

В качестве первого этапа был обсужден переход на топливо 2 %-ного обогащения. Было показано, что увеличение обогащения топлива подпитки с 1,8 до 2 % позволяет уменьшить α_f на 1—1,5 $\beta_{эф}$ и увеличить глубину выгорания топлива на ~ 15 %. Действующие реакторы были переведены на топливо 2 %-ного обогащения с 1975 г.

Исследование переходных и аварийных режимов показало, что при соблюдении регламентных требований основные параметры реактора изменяются в допустимых пределах и проектные системы безопасности обеспечивают надежное охлаждение активной зоны реактора. Как следует из расчетных и экспериментальных исследований, увеличение обогащения топлива подпитки с 2 до 2,4 % позволяет еще на 1,5 $\beta_{эф}$ уменьшить паровой коэффициент реактивности. Для РБМК-1000 этот путь не вызывает сомнений. Реакторные испытания 146 ТВС обогащением 2,4 % проведены на Ленинградской АЭС, в результате принято реше-

Таблица 4. Основные характеристики РБМК-1000 при использовании топлива различного обогащения

Характеристика	Начальное обогащение, %								
	2	2,4	3	2	2,4	3	2	2,4	3
Число дополнительных поглотителей в реакторе, шт.	0			30			80		
$\alpha_{\text{ф}}$, $\beta_{\text{эф}}$	4,5	3,2	1,3	3,4	2,1	0,2	1,6	0,2	-1,5
Глубина выгорания топлива, МВт·сут/кг	22,3	28,8	37,6	20,7	27,1	36,0	18,0	24,5	33,4
Максимальная линейная нагрузка, Вт/см	315	350	390	305	340	380	285	320	360
	110								
	0	-2,6	-5,1	16,3	22,7	31,6	270	300	340

ние о переводе РБМК-1000 только на такое топливо (табл. 4). Применение в активной зоне умеренного числа дополнительных поглотителей (до 80) при загрузке топливом обогащением 2,4 % позволит снизить $\alpha_{\text{ф}}$ до значения, меньшего $\beta_{\text{эф}}$. В то же время при загрузке активной зоны топливом обогащением 2,4% и 80 дополнительных поглотителях глубина выгорания топлива будет даже несколько превышать глубину выгорания топлива 2 %-ного обогащения при прежних условиях эксплуатации.

Для РБМК-1500 в плане дальнейшего снижения $\alpha_{\text{ф}}$ рассматриваются возможности снижения мощности реактора, глубины выгорания топлива, установки стерженьков-поглотителей в каждую ТВС при перегрузке, что позволит уменьшить мощность свежезагружаемого канала.

Для строящихся реакторов рассматривается возможность снизить паровой эффект реактивности, уменьшив количество графита в ячейке и реакторе, в частности, за счет срезания ребер графитовых блоков. Уменьшение количества замедлителя в активной зоне реактора за счет срезания ребер графитовых блоков позволит получить требуемый паровой коэффициент без изменения геометрического шага каналов в активной зоне (размер катета основания отсекаемой треугольной призмы должен составлять 5—7 см), снизить начальную мощность свежезагружаемой ТВС, увеличить вовлечение в топливный цикл ^{238}U . Чувствительность глубины выгорания к количеству графита в ячейке невелика (изменение размера катета основания отсекаемой треугольной призмы на 1 см вблизи оптимального значения эффективного шага приводит к уменьшению глубины выгорания топлива на 0,04 %).

Осуществленные мероприятия показывают, что исключена возможность возникновения ядерно-опасных ситуаций, приводящих к большим радиоактивным выбросам.

В практике внедрения мероприятий по повышению безопасности энергетических ядерных реакторов возможность множественных нарушений регламентных требований оценивалась в прошлом как невероятная, что было обусловлено убежден-

ностью в достаточной надежности реакторов, основанной на опыте безаварийной эксплуатации. Однако урок Чернобыля требует настойчиво и энергично разрабатывать новые и претворять в жизнь все мероприятия, повышающие безопасность АЭС.

Вместе с тем следует отметить, что разрушение АЭС обычным, даже не ядерным, оружием может привести к радиационным последствиям во много раз более серьезным, чем последствия аварии на Чернобыльской АЭС. Вот почему особое значение и в первую очередь для государств с развитой ядерной энергетикой и высокой плотностью населения приобретают меры, предпринимаемые нашей страной по достижению стабильного мира и предупреждению вооруженных конфликтов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Информация об аварии на Чернобыльской АЭС и ее последствиях, подготовленная для МАГАТЭ. — Атомная энергия, 1986, т. 61, вып. 5, с. 301—320.
2. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций при проектировании, сооружении и эксплуатации (ОПБ-82). — Атомная энергия, 1983, т. 54, вып. 2, с. 151—160.
3. Правила ядерной безопасности атомных электростанций. ПБЯ-04-74. М.: Атомиздат, 1976.
4. Осмакин В. С. Исследование теплогидравлических характеристик моделей топливных сборок реакторов в ИАЭ им. И. В. Курчатова. — В кн.: Семинар ТФ-74 «Исследования критических тепловых потоков в пучках стержней в стационарных и нестационарных режимах теплообмена». М.: СЭВ, 1974, с. 9—42.
5. Емельянов А. И., Каменьщиков Ф. Т., Никитин Ю. М., Смирнов В. П., Смолин В. И. Об интенсификации теплообмена в РБМК и РБМКП. — Атомная энергия, 1984, т. 57, вып. 6, с. 408—413.
6. Nuclear Engineering International. World Nuclear Industry Handbook, 1987.
7. Миropов Ю. В. Комплекс программ для расчета методом ячеек локальных теплогидравлических параметров в стержневых сборках. — Атомная энергия, 1985, т. 58, вып. 6, с. 425—429.
8. Буздаков Л. А., Гусев И. Д., Гусев Н. Г. и др. Радиационная безопасность в атомной энергетике. М.: Атомиздат, 1981.
9. Емельянов И. Я., Жирнов А. Д., Пушкарев В. И., Сироткин А. П. Повышение эффективности использования урана в РБМК-1000. — Атомная энергия, 1979, т. 46, вып. 3, с. 139.

Поступила 26.03.87

Состояние с выполнением первоочередных мер в 1990 г. позволяло заявить, что авария по чернобыльскому сценарию уже невозможна ни на одном из блоков АЭС с РБМК.

The Soviet RBMK: where do we go from here?

By E. O. Adamov

After implementing a series of safety measures, the Soviets now believe that there is no possibility of a repeat of the Chernobyl accident sequence and there is even some talk of further development of the RBMK concept.

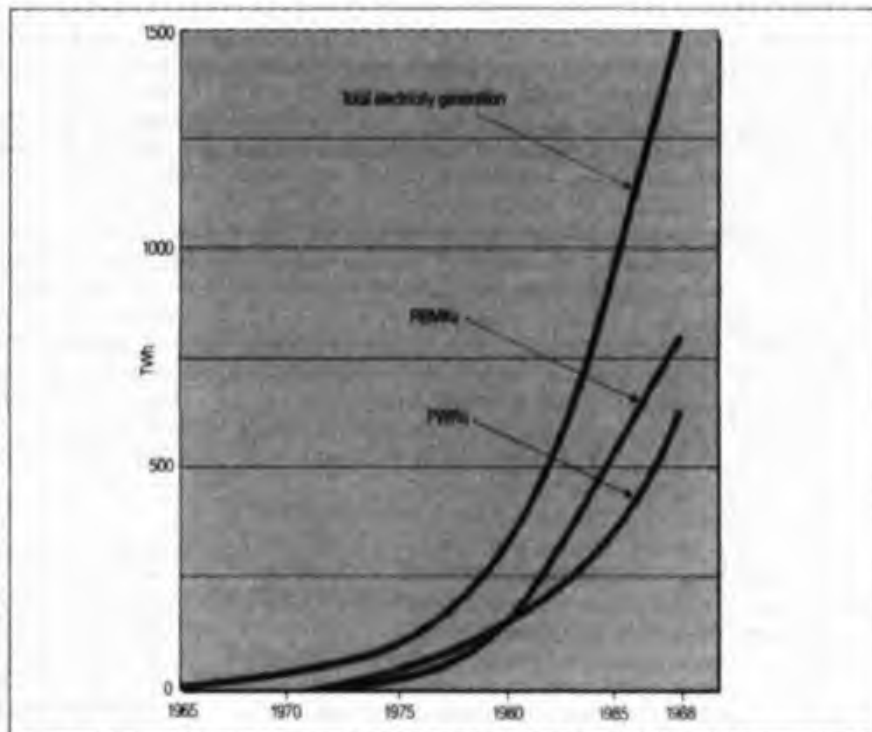
Nuclear power development in the USSR started with the channel type (pressure tube) uranium-graphite reactor, with the construction of a pilot power plant at Obninsk near Moscow in 1954. Commissioning of the Siberian station (Troitsk) in 1958 marked the beginning of industrial exploitation of such reactors, both for electricity generation and district heating. Beloyarsk 1 and 2 were connected to the grid in 1964 and 1967, providing, in addition to electricity, heating and hot water supply to industrial buildings and homes. Superheating of steam (at 500-510°C) directly in the pressure tubes was the distinguishing feature at Beloyarsk.

In 1974, the Leningrad 1 RBMK was put into operation and since then the development of the channel concept in the Soviet Union has been in the form of the RBMK, with the sixteenth such reactor (Smolensk 3) being connected to the grid at the beginning of this year.

Today channel-type reactors still hold their leading position in Soviet nuclear power production (Fig 1), in spite of the fact that there are now 25 operating PWRs in the USSR. This can be explained by the larger average unit size of the RBMKs and the higher load factors they have achieved. In 1985 the average load factor for the four Leningrad RBMKs exceeded 84 per cent. In 1989 the average load factor recorded by RBMKs was about 20 per cent higher than for PWRs.

CAUSES OF THE ACCIDENT

From 1986 to 1989 in-depth studies of the Chernobyl accident were conducted in parallel with the implementation of measures to improve the safety of operating RBMKs. However, the analytical work cannot be considered completed even today. A conference held in the USA in 1989 was able to summarize results of Three Mile Island accident studies, ten years after the event. It is still too early



▲ Fig 1. Channel-type reactors still hold their leading position in Soviet nuclear power production.

to close the file on the Chernobyl accident. And there is still plenty of scope for the detailed exchange of views between experts.

But it is possible to make certain statements about the accident which are almost self-evident and likely to be immune to any further information thrown up by future investigations. For example there is clearly no room for any difference of opinion on the conclusion that a prompt neutron reactor runaway occurred during the accident. Nevertheless if consensus is ever to be reached on the precise causes of this runaway, we must look at all the available data on the volumetric distribution of neutron fields in the core just before the accident, as well as take on board the fact that a simultaneous power increase was recorded in all side ionization chambers. According to neutron field simulation¹ with regard to the actual position of the

control rods, the dynamics of a scenario based on the introduction of positive reactivity by movement of the control rod displacers (or "followers") — the "positive scram" hypothesis — results in a significantly non-uniform volume distribution of neutron fields (Fig 2) and is at variance with the fact of alarm signals being simultaneously recorded by all the side chambers.

In view of this, when discussing the various factors that might ultimately have caused the reactor runaway, we should confine ourselves to considering only those resulting in rapid core voiding and, with the unit operating in a regime well beyond the design assumptions, contributing to the manifestation of an unfavourable inherent physical characteristic of the RBMK core — namely the high positive void reactivity effect.

It should be noted, however, that the positive void reactivity coefficient is not

Professor Adamov is Director, Research and Development, Institute of Power Engineering (RDPIE), 2-R M. Krasnodarskaya, Moscow, 107113, USSR.

SAFETY

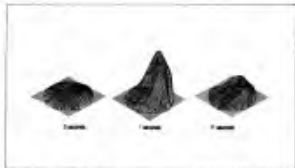


Fig. 3. A scenario for the Chernobyl accident based on positive reactivity insertion due to movement of the control rod displacers results in a very non-uniform volume distribution of beta₀ signals, as shown in this diagram (at various time signals recorded at the plant). The data are measured from when the AZ-5 alarm button was pressed.

essentially a feature of channel-type water-graphite reactors. For instance, unlike heavy-water reactors, a wide range of values can be achieved for physics characteristics of the plant (up the reactivity coefficients), by adjusting the ratio of uranium, graphite and water in the lattice. One report presented at the Symposium on Heavy Accidents, Sorrento, Italy (see Nuclear Engineering International, May 1986) showed that optimization of the core neutron physics, along with reduced lattice spacing and higher fuel enrichment, can decrease the void reactivity effect below \$1 or, if necessary, down to slightly negative values. Clearly, changes in the graphite block geometry can be made when building new plants — for example, at the Kursk-5 units, currently under construction.

A second obvious disadvantage of the basic reactor design (as configured prior to the Chernobyl accident) was poor control-rod design and an emergency trip system which did not respond fast enough during non-design-basis accidents — though, it should be noted, these deficiencies only became significant after there had been multiple violations of the operating regulations.

MODIFYING OPERATING UNITS

At units, units already in operation, additional neutron absorbers and higher reactivity fuel (2–4 per cent U-235) have been introduced to suppress the void reactivity effect. About 80 additional neutron absorbers have been installed in each reactor. At the same time, the maximum permissible reactivity margin has been increased from 11 to 14 rods. The number of shutdown absorbing rods inserted into the core from the bottom upwards has been increased from

23 up to 57 for the main one, and up to 40 for the spare one. Provisions are also made for their automatic insertion into the core when the emergency system comes into action. A summary of the measures adopted at all operating units is given in the table.

Immediately after the Chernobyl accident in April 1986, control rods were lowered 11 m further into the core to eliminate the possible positive reactivity effect that occurs when the rods are moved under significant negative field deformations (for example, it might result from a decrease in the specified

number of control rods inserted). Such a measure, together with the use of an electrohydraulic displacement system at the end of travel allowed the emergency shutdown system response to be speeded up. Also the shutdown system efficiency was improved by the increase in the number of absorbing rods. The negative reactivity introduction rate is now some \$1/s.

SECOND STAGE

In the second stage of safety enhancements, control-rod design has been improved (Fig. 5). At the same time, following extensive bench tests, a fast-acting shutdown system has been developed.

Fig. 5 shows the results of tests on the fast-acting system both for 1000MW reactors and for the 1500MW lignite units. It is a self-contained system intended to insert 24 rods into the core. The shutdown response time is achieved both by a new actuator design and by displacing water from under the rod, with the channel being film-cooled. It takes less than 2.5 sec. to introduce a negative reactivity of \$2.4 into the core with this system.

Shutdown signal. The surge of signals leading to reactor trip is also to be extended and will include:

- Operating reactivity margin decrease
- Pressure increase in the reactor core

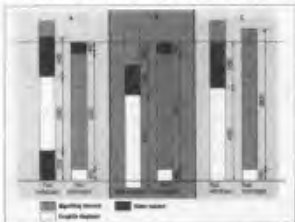


Fig. 5. Control rod design was modified as part of the second stage of RBMK safety improvements.

A — rod of original construction; B — rod of original construction inserted into the core to eliminate the possibility of insertion of positive reactivity; C — improved rod.

cavity and in the primary circuit compartments.

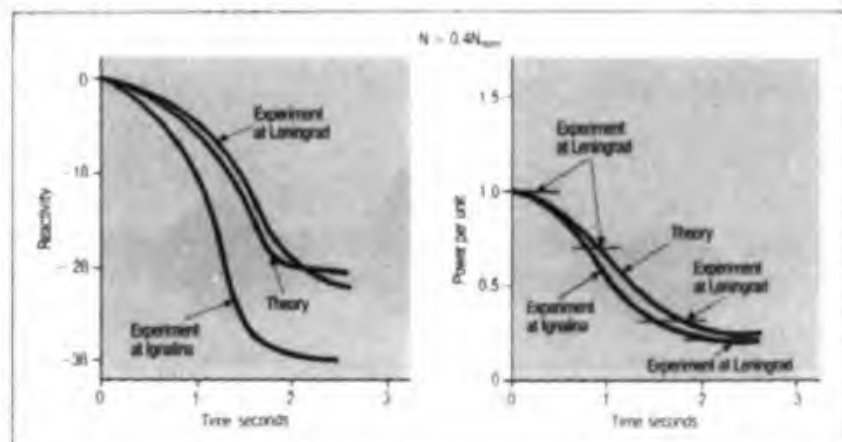
- Drop in water flow rate through each group distribution header.
- Decrease in the margin to cavitation of the circulating pumps.

These measures are to be implemented in stages.

Control systems. Control systems are also being developed in stages. Previously the cycle for calculating the operating reactivity margin using the plant computer took about two hours at the Chernobyl plant, with the calculation results presented to the operating personnel as hard copies. This has now been reduced to 5 min, while the results are directly displayed at the control desk. The time taken to update information on the monitors has been reduced to 5 sec for those parameters measured directly, and 2 min for those that have to be calculated. Failure of interlocking devices is recorded independently of any intervention by operating personnel.

Expert system development is also under way and 25 routine diagnostic systems using these techniques are now in trial operation at Ignalina¹.

Severe accident simulation. Extensive severe accident calculations for RBMKs have been performed with the use of ever-improving simulation techniques. For an accident with a complete rupture of the group header and simultaneous plant blackout, the temperature of the



▲ Fig 4. Results of tests of the new fast-acting scram system at the Leningrad and Ignalina plants.

fuel element cladding has been shown (Fig 5) to remain below 650°C, and that of the pressure tubes below 530°C — lower than the allowable values¹.

Fuel channel replacement. In the course of RBMK operation there is narrowing of the gap between the pressure tube (channel) and the graphite stack. Design data envisage that solid-contact graphite rings would need to be installed on the zirconium tubes of the fuel channels after some 20 years of plant operation. However, staff at the Leningrad 1 plant decided to embark on a programme of fuel channel replacement, with calibrated openings in the graphite blocks.

The technology and special equip-

ment needed for this are being developed and tested in the course of the Leningrad project, and will be used in future at all similar units. The design originally envisaged that fuel channels might be replaced about 5-7 times in the course of the power plant's operating life, the need for replacement arising for two reasons: loss of leak tightness (detected at an early stage via coolant leak monitoring); and narrowing of the fuel channel gap. At present, however, it seems that only one overall fuel channel replacement will be required, and will permit the lifetime of the RBMK-1000 to be extended some five to seven years beyond the design life. Existing data on fuel channel material properties indicate that the need for fuel

Results of RBMK reactivity coefficient measurements in 1988-1989

Plant	Unit	Date of measurement	Average power production per fuel assembly MWe/FA	Number of additional absorbers	Number of water columns in fuel channel	Reactivity margin, manual control rods No.	Number of fuel assemblies with enrichment of 2.4%	Reactivity coefficients	
								α_{rod}	α_{pwr}
								10 ⁻⁴	10 ⁻⁴ /MWe
Leningrad	1	25.07.89	1116	80	7	44.6	908	+1.1	-2.5
	2	30.04.89	1067	80	9	45.0	787	+0.8	-3.2
	3	28.02.89	994	80	2	47.6	832	+0.7	-2.3
	4	11.04.89	1001	80	5	44.2	836	+0.9	-2.4
Kursk	1	29.09.88	908	81	6	44.8	167	+1.2	-3.4
	2	11.02.89	878	90	24	44.3	361	+1.23	-3.1
	3	26.09.88	884	80	7	47.4	243	+1.0	-2.98
	4	30.09.88	967	80	0	48.1	463	+1.0	-2.7
Smolensk	1	04.11.88	899	81	1	45.8	290	+0.88	-2.32
	2	16.08.89	1051	81	2	45.6	691	+0.8	-2.2
Chernobyl	1	29.12.88	943	80	13	43.7	228	+0.9	-1.6
	2	02.10.88	981	81	5	45.4	303	+0.9	-1.7
	3	05.05.88	996	81	3	46.5	346	+0.7	-2.0
Ignalina	1	09.08.88	943	53	2	50.6	0	+0.8	-2.3
	2	11.02.89	850	60	4	51.4	0	+0.8	-1.4
Ignalina	2	23.09.89	877	54	3	57.1	0	+1.0	-1.7
	1	07.01.89	940	53	2	54.5	0	+1.0	-1.7
Chernobyl	1	10.12.89	1042	80	16	46.0	485	+0.74	-1.65
Leningrad	3	17.12.89	1107	80	0	43.9	976	+0.7	-3.2
Leningrad	4	18.12.89	1103	79	7	44.5	936	+0.8	-3.4

Note: The total number of fuel assemblies in the core is 1661. α_{rod} — void reactivity coefficient; α_{pwr} — power reactivity coefficient

SAFETY



Fig 5. Typical maximum cladding temperatures following group header rupture with simultaneous station blackout.

channel replacements on account of the gap narrowing problem will arise before embankment of the automatic alloy becomes a limiting factor¹.

Simultaneous rupture. So far no factors have been discovered which might cause simultaneous or fast dependent ruptures in fuel channels. Such ruptures in three or more channels in blocks are dangerous from the point of view of having the potential to cause lifting of the reactor's upper vessel structure. Fuel channel failure statistics and the numerous results of probabilistic safety analysis show that the probability of the simultaneous

capture of two channels does not exceed 5×10^{-13} times per year.

Nevertheless, plans have been drawn up for modification of the reactor core cavity through structural pipelines which would push the limiting conditions for lifting of the upper structure up to a value corresponding to simultaneous rupture of 9 to 10 channels (Fig 6).

FURTHER MEASURES

The implementation of these safety improvement measures means that it is possible to say, with a high degree of confidence, that the Chernobyl accident sequence can never recur at atomic. However, prompt location reactor runaway is an extreme and not the only the severe accident possible. Analysis of non-design accidents, in general, indicates that extra safety measures are necessary. Further upgrading and reinforcement of some plants, particularly of the first phase plants is being considered. Routine monitoring of equipment and pipe material condition is being extended until the planned upgrading work has been carried out. Supplementary diagnostic techniques to be used in plant operation are also being developed and gradually incorporated, including:

- Detection of void and low metal defects by acoustic emission
- Early detection of coolant leaks by flow-optic and television systems
- Monitoring of the state and position of components of the primary circuit fittings
- Detection of foreign objects in the coolant loops

Most of these supplementary diagnostic systems are scheduled to be installed by the end of 1991.

ADVANTAGES

With the whole world searching for the ways to improve the safety of nuclear power, it seems appropriate to recall the main advantages of the channel-type reactor concepts. These are:

- Optimal operating reactivity margin, due to continuous refueling.
- Low fission products accumulated in the core, also due to continuous channel refueling.
- The possibility of groups fuel assembly withdrawal at an early stage in the event of a loss of fuel element brightness, facilitating the maintenance of low specific activity in the primary circuit.
- Ability to control reactivity margins up to the limiting thermal hydraulic criteria, due to monitoring and control of each channel.

● Safety advantages arising from the modular configuration of the power (3000t).

● Elimination of problems peculiar to small-type reactors (for example peak in peak) and of those problems involving the reactor core vessel rupture.

● Significantly less extensive development of accidents caused by minor primary-cooler leaks.

Channel-graphite channel-type reactors are much less sensitive to loss-of-coolant accidents, owing to the high thermal capacity of the graphite stack. The possibility of controlling the reactor under a wide range of physical parameters (by the limit of water effect and void reactivity coefficient) by varying the uranium-water-graphite ratio is the most important advantage of such reactors. This is why it seems advisable to look in further ways of developing this reactor concept, proceeding from the substantial base of knowledge already gained from past operating experience.

References

1. E.P. Adamov, V.P. Avdeyev, A.I. Izrael, Ya. M. Nizhnik, V.M. Ponomarev, I.M. Puzanov, I.A. Anashkin, V.D. Buzga and Yu. B. Gorbachev, *Analysis of the accident development (the state of the fourth unit of the Chernobyl nuclear power plant)*, Atomenergizdat, vol. 14, issue No. 1989, pp.21-26.
2. P. P. Ivanov, *Concept of the channel-type reactors of the Soviet Union for the Suppression of the Safety of Work in Nuclear Power Engineering* (IAEA 1982), IAEA, Moscow USSR, 3-11 April, 1982.
3. N. A. Gorbachev and I. M. Puzanov, *Estimation of development and implementation of reactor-circuit operating system under the pressure of hydraulic International Seminar—American Academy on nuclear reactor safety*, Moscow, USSR, 9-14 December, 1989.
4. O. Yu. Novoselskiy, I. I. Kozlov, and Ya. A. Abramov, *Investigation of RBMK fuel-element cladding under emergency conditions*, Test results of accident, International Seminar—Canadian Institute on nuclear reactor safety, Moscow, USSR, 9-14 Dec., 1989.
5. B. S. Rukhomenov, E. Yu. Rodin, A. M. Vozlov, A. M. Novoselskiy, I. P. Novoselskiy and I. M. Novoselskiy, *The accident at the Chernobyl nuclear site*, International Seminar—Canadian Institute on nuclear reactor safety, Moscow, USSR, 9-14 Dec., 1989.



Fig 6. Structure 2, the USSR's sixteenth large RBMK, was connected to the grid early 1986 — the first such plant to enter operation since the Chernobyl accident.

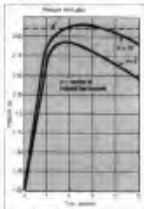


Fig 6. RBMK reactor space pressures following rupture of fuel channels, with the new advanced system for steam gas discharge.

На 1990-1993 годы приходится максимум публикаций, характеризующих, как набор мер повышения безопасности РБМК, так и состояние с их реализацией. Для нас важно было не просто проинформировать научную общественность, но, если хотите, вызвать «огонь на себя». Убедиться в открытой научной дискуссии, что ничто не упущено, принять к анализу любые дополнительные соображения, включить в свою программу обоснованные предложения. С этой целью, как я, так и мои коллеги, не упускали, по возможности, случая провести диалог в наиболее подготовленной среде. Примером таких усилий является лекция, с которой я выступил в Culham Laboratory в Англии, многие годы являющейся центром исследований уран-графитовых реакторов. В сборнике лекция приводится по результатам обработки магнитофонной записи, выполненной коллегой Дж. Тайора по АЕА Technology, постоянным участником ряда международных проектов по безопасности реакторов советской конструкции N.Holloway.

The Safety of RBMK Nuclear Power Plants

N J HOLLOWAY*

FOREWORD

This paper has been written by using technical information contained in a lecture by Dr E O Adamov given to the Institution's North West Branch on 19 February 1992. Dr Adamov is the Director of the Research and Development Institute of Power Engineering in Moscow, which is responsible for RBMK design.

INTRODUCTION

The accident at Chernobyl coincided with the beginning of the era of "perestroika" and "glasnost" in the USSR. The accident provoked unprecedented openness between the USSR and the West, with Britain playing a large part in the exchanges because of its experience, albeit in separate reactor types, of large on-load fuelled graphite moderated reactor systems and pressure tube technologies.

The Research and Development Institute of Power Engineering (RIPE) had always been responsible for the design, development, and safety analysis of the RBMK reactors. Since the accident it has therefore played the leading role in investigations of what went wrong and in developing the programme of RBMK safety improvements.

THE ECONOMIC ROLE OF THE RBMK's

After the Chernobyl accident, some outside observers have approached the problems of RBMK safety by simply proposing that all these reactors should be shut down, as were the Greifswald reactors in the former East Germany. However, this "easy option", available to a united Germany with excess electrical generating capacity, is not a realistic option for the countries of the former USSR, which already find themselves with a shortage of generating capacity. For example, in the Leningrad region (still the regional name, although the city is re-named St Petersburg), the four RBMKs of the Leningrad Nuclear Power Plant operate with very high load factors and produce more than 50% of the region's electricity. In the newly independent Lithuania, the two Ignalina reactors produce electricity for both Lithuania and neighbouring states providing essential

external revenue for the emergent economy. Even at Chernobyl, in the now independent Ukraine, where the desire for closure is naturally at its strongest and the Government has declared an intention to close the three remaining RBMKs on the site, replacement electrical generating capacity must be made available before these closures can actually be implemented.

Ideally, there should be uniformity in the relationships between risks and benefits of nuclear power in all countries of the East and West, with safety based on international standards. However, in the immediate future, the relationships are different in the West, with its generally adequate generating capacity, and in the newly independent states of the former USSR. In these states, a shortage of generating capacity was already a factor limiting the performance of the economy before the additional strains imposed by the recent need for economic re-organization. The realities of the current situation in the three states using RBMK reactors require a programme of continued operation and an application of the available resources to improve safety. To this end, Western as well as former USSR resources are welcomed in the RBMK safety programme.

THE CHERNOBYL ACCIDENT AND THE RBMK SAFETY PROGRAMME

The RBMK safety programme must of course take into account the faults which were revealed by the Chernobyl accident, just as Western programmes have taken into account the faults revealed in the Three Mile Island accident, which also resulted in severe core damage but whose consequences were limited by a strong containment building and by the fact that the core melt accident was less severe in its physical nature than some possible accidents which were subsequently identified (and which led to safety improvements before any such accidents occurred).

The RBMK safety improvement programme has the following components

1. Investigations of the Chernobyl accident causes and events to identify the important weaknesses in design and management/operation.

*AEA Technology Consultancy Services (SRD), Culham Laboratory

- 2. Identification of improvements to eliminate or counteract the weakness.
- 3. Establishment of priorities amongst the safety improvement measures.
- 4. Analysis of the resultant safety of the reactors, to establish the effectiveness of the proposed safety measures.
- 5. Implementation of the safety measures at the plants, with urgency according to their priority and practicality.

Although the most urgent measures have been implemented, so that the Chernobyl accident cannot now occur at any other plant, much of the long term programme is still ongoing, and a safety analysis and improvement programme will of course continue throughout the lifetime of the plants, as it does in the West.

Investigations of the Chernobyl Accident

Reactivity effects

As soon as the basic nature of the Chernobyl accident became known, many analysts in many countries were involved in the investigation of the causes and processes in the accident.

The first phase, lasting about six months, of this international activity was marked by a multiplicity of hypotheses. With hindsight, we see that the accident could not have been correctly analysed in this period because the analytical codes and available data were not able to model all the necessary parameters.

One of the popular early hypotheses was that the operation of the control rods caused a large initial increase of reactivity as the graphite "displacers" moved into the most reactive part of the core displacing neutron absorbing water from the control rod channels (Fig 1). However, although it was true that this positive effect may have occurred, it could not explain the accident. Fig 2 shows the "positive scram" effect of the Chernobyl rods falling from their initial positions, and this effect (Line 1 on the graph) is compared with the negative reactivity effects of:

- Line 2 The drop of the control rods with the reactivity margin in the core no less that 15 rods
- Line 3 An improved control and shutdown system
- Line 4 The simultaneous response of the regular (backfitted) and "fast acting shutdown systems" installed in all RBMKs after the accident.

Fig 3 shows the reactor power behaviour which would have arisen from the "positive scram effect" acting alone. The temporary increase is at most by a factor of 5 and, given the low power at the start of the accident the reactor power increase would not even have reached the normal full power level. Therefore, the "positive scram" effect of the control rod displacers was at most a minor addition to the major cause of the accident. During the first six months, however, the predictions of the "positive scram effect" at Chernobyl varied from a net negative effect to an effect with more than $1\beta^1$ positive reactivity, so that it remained a candidate for the primary cause of the accident. Amongst other things, the way in which the reactor core was "discretized" in the models caused wide variations in the predictions.

¹ The symbol β is used to denote the margin between delayed and prompt critical conditions. The term "dollar" (symbol $\$$) is also used for this quantity. For the RBMK it is about 0.7% of the total reactivity

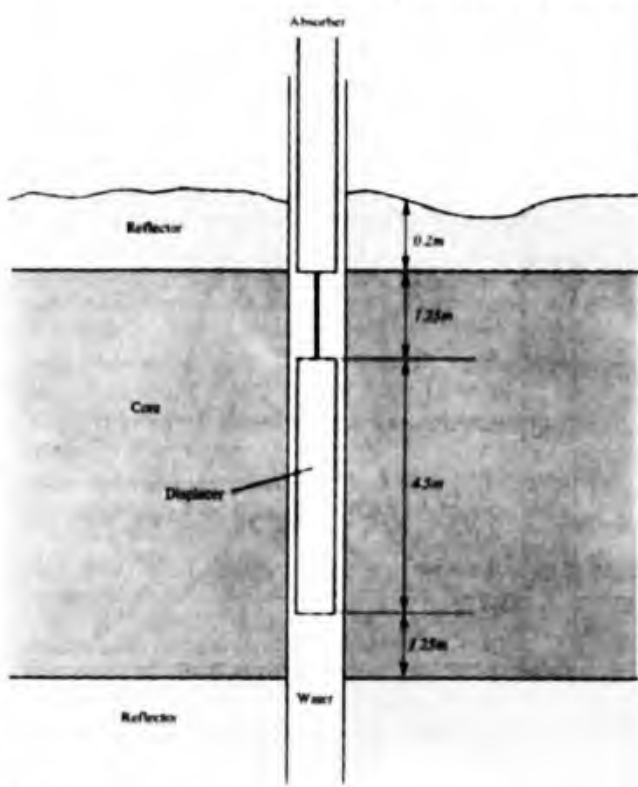
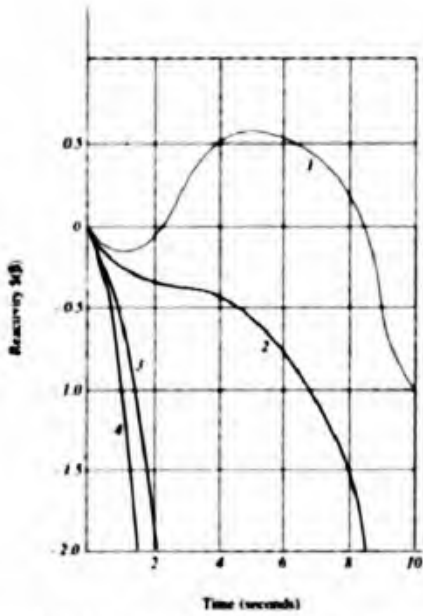


FIG 1
Locations of a Control Rod and Graphite Displacer at Chernobyl



- 1. Chernobyl at time of accident with 7 control rods (maximum design basis accident conditions)
- 2. Operative with 15 Control Rods
- 3. Improved control and shut-down system with 30 control rods
- 4. Improved control and shut-down system with fast acting shutdown systems

FIG 2
Reactivity Versus Time for Different Scram System Configuration

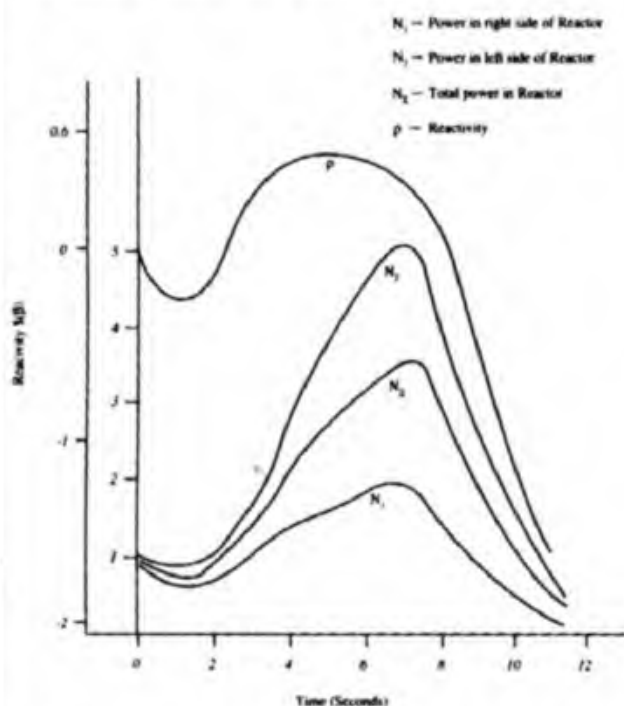
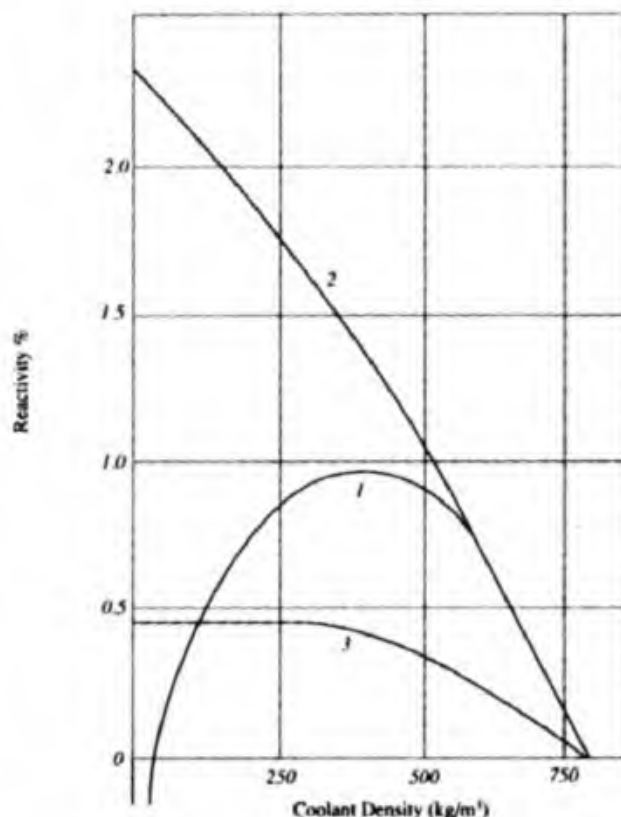


FIG 3
Reactor Power and Reactivity due to the "Positive Scram Effect"

The other candidate physical effect for the Chernobyl accident was the "positive void effect" of emptying the coolant channels. The existence of a positive void effect in this type of reactor was well known but again the magnitude of the effect was not correctly calculated during the Nuclear Power Plant (NPP) design. Line 1 of Fig 4 shows the void effect as it had been estimated at the time by the Kurchatov Institute of Atomic Energy (IAE) which was responsible for the reactor physics calculations and for critical experiments during the design validation. We now know that the effect was much larger, as illustrated by Line 2 of Fig 4, but this error² went undetected by the RDIPE physicists who used the same IAE codes. This void effect, assessed now as 4-6β, even without the "positive scram effect", is enough to explain the destructive power pulse which occurred in the accident. The predicted reactivity and power for the accident is illustrated in Fig 5 and shows a power pulse similar to the one which actually destroyed the reactor. In recognition of this basic point, one of the top priority safety measures was to modify the core, changing the uranium-graphite-water ratios, so as to reduce the maximum void effect to a safe level below 1β (Line 3 in Fig 5) and to ensure a negative power coefficient.

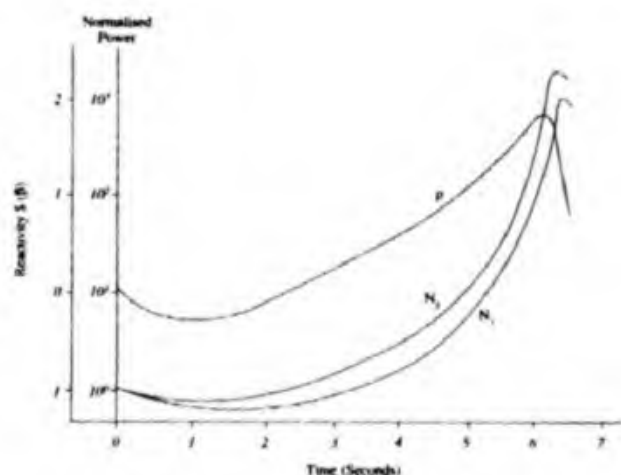
Therefore the conclusion of the investigation is that the power pulse was due to a superprompt critical condition resulting mainly from the positive void effects of boiling in the coolant channels, with possibly a minor additional input from the "positive scram effect" of the control rod displacers.

² Theoretical calculations of void effects in a reactor of the RBMK type, with multiple moderators, are notoriously difficult. Therefore, estimates of such effects are normally based on interpretations of direct measurements. The void effects of the RBMK reactor in all its normal operating regimes had been measured but not the effect in the highly irregular regime brought about by the violations of operating rules in the Chernobyl accident. It was this void effect in the irregular operating regime which had not been predicted correctly.



- 1 - Calculations prior to accident
- 2 - Dependence at the time of accident
- 3 - Current state after implementing safety measures

FIG 4
The Coolant Void Effect on Reactivity



N_1 and N_2 represents the power in each side of the reactor ρ Reactivity

FIG 5
Reactor Neutron Power and Reactivity During the Chernobyl Accident

Violations of operating rules

Once the physical causes of the accident were understood, the importance of the various violations of operating rules could be appreciated. The violations which took place during the approach to the accident were:

- reduction of the operating reactivity margin from 27 rods to between 2 and 7 rods when the limit for steady state operation — but not for the experiment — was 15 rods
- connection of 8 main pumps to the reactor
- switching off some of the safety systems
- increasing the power just after a reduction to 30 MW, instead of shutting down the reactor as the rules required
- running the experiment at a power level different from the one planned in the experimental programme
- changes in the control schemes and operating procedures without approval from the design organization.

Some of the important violations were not just done in the "heat of the moment" but were in force over many hours during the approach to the accident.

The violations, the human factors involved, and the resultant effects have been much debated and have been described in detail elsewhere. The effect of the reduced number of control rods in the core was to raise the void coefficient to a dangerous level, and then the use of all main pumps decreased the initial void fraction so that the positive void effect could be effective over a larger range of voidage, producing a larger net increase in reactivity. These were the two violations which, combined with the low power at which the experiment was conducted contributed directly to the large positive void effect which destroyed the reactor. Although some of the dangers of violating the rules on rod positions were appreciated by the reactor designers, this appreciation had not been communicated effectively to the reactor operators.

The other rule violations contributed in that the experiment was continued when the rules required termination of the experiment and reactor shutdown. Despite the potential danger from the positive void effect, it may be argued on the basis of today's knowledge that strict adherence to the operating rules would have averted the accident.

RBMK Safety Improvements Proceeding from the Chernobyl Accident Investigation

On the basis of the results of the Chernobyl accident investigation, several safety improvements were identified for priority action:

- decrease of the void coefficient and void effect
- enhancement of the emergency protection efficiency
- improvement of the reactor protection system security against unauthorized intervention by personnel.

Measures which could be implemented without changes to systems or structures were implemented rapidly. These included such measures as lowering the rods, changes to operating policies and operating rules, and toughening of associated regulations and their enforcement. Other measures, which required R&D prior to their design, and changes to systems or structures, took longer to implement.

TABLE 1

Measures for RBMK NPP Safety Improvements (Related to the Chernobyl Accident)

Urgent Measures

Installation of 80 absorbers into the reactor core, decreasing the maximum void effect to less than 1 β

Increase in the reactivity margin to 43-48 rods (minimum 30)

Elimination of the positive water displacement effect in control rod channels by a 0.7m — 1.2m lowering of the rods

Inclusion of the bottom rods into the safety system and increase of their number from 24 to 32

Reduction of the reactivity margin calculation cycle down to 5 minutes

Indication of safety system blocking uncontrolled by operators, so that it is more difficult to over-ride accident prevention systems

Restrictions on access to safety systems (using a 2-key system)

Additional Longer Term Measures

Increase of fuel enrichment to 2.4% to reduce void coefficient

Reduction of scram rod insertion time from 19s to 10-12s

Introduction of an additional independent "fast scram" system able to insert 2 β in less than 2.5 seconds

Re-design and replacement of control rods to eliminate the positive scram effect

Increases in the cross sections of pipes for steam removal from the reactor cavity

Use of new scram signals for: Reactivity margin
Boiling margin at pump inlet

Installation of a new graphite stack with 20% decrease in graphite mass (to reduce over-moderation)

A list of new safety measures is given in Table 1, which divides them into urgent and longer term measures.

In order to eliminate overmoderation, two approaches were adopted: to include more absorbers in the core and then to gradually replace the fuel elements by those with a higher enrichment (2.4% instead of 2%). The net effects of changing the reactivity balance in the core are illustrated in Figs 6 & 7 in terms of the effects of additional absorbers and proportion of fuel elements with higher U-235 enrichment. The safety measures implemented to date have reduced the maximum void effect to less than 1 β , so that prompt critical conditions cannot be reached by virtue of the void effect.

The RBMK Reconstruction Programme

When the older RBMKs reach the half-way stage of their lives, the pressure tubes must be replaced due to the loss of the gap between the tubes and the graphite stack. This requires a major reconstruction of the plants and the opportunity is taken to implement a wide range of safety improvements. These are related not only to the Chernobyl situation but also to such matters as loss of coolant accident (LOCA) prevention and mitigation, and reliability of onsite electric power supply. A list of improvements for the "design of reconstruction" is given in Table 2.

TABLE 2

Measures for RBMK NPP Safety Improvements (In the Reconstruction Programme)

- Installation of more powerful emergency core cooling systems
- Replacement of control and safety systems with multi-zone power density monitoring and emergency protection on the basis of in-core sensor signals
- Multi-channel safety systems
- Automatic metal inspection techniques
- Increased capacity and reliability of on-site electric power supplies
- Improvement of seismic stability of structures and reactor equipment

All these improvements are to be implemented successively at all the operating reactors, with their scope depending on the particular unit. Unit 3 of the Smolensk NPP, for instance, was the last one commissioned and therefore had many new safety features implemented before its start-up, reducing the extent of re-construction requirements compared with units of the first generation.

Naturally, a reduction of the graphite stack mass would be an economically more efficient way to eliminate reactor overmoderation than the introduction of additional absorbers, but it was not practicable for any of the existing reactors. It has been identified as a desirable objective for related future design developments such as the MKER-800.

Improvements in the Confinement of Severe Accidents

Modern Western water reactors have containment buildings with the capability to survive the failure of the largest pipes in the primary circuit. Some of these containments also have the capability to contain the consequences of severe core damage accidents, as happened at Three Mile Island.

The RBMK reactors do not have a common containment to cover both the reactor and primary circuit. Beginning with the second generation of RBMKs, the function of a containment has been borne by reinforced leaktight compartments housing all the primary equipment and pipelines. Therefore the design basis accident considered for the first generation of these reactors was only a rupture in a pipeline no more than 300mm in diameter and it was only for the second generation that this diameter was increased to the maximum size of the primary circuit pipes (800mm). The building design does not allow a full scale containment over the reactor hall but makes possible providing a confinement — a leaktight shell preventing radioactivity escape to the environment during releases into the reactor hall. The safety measures planned for the second generation reactors include construction of a confinement with a role capable of containing accidents beyond the design basis. For the first generation of reactors, enhanced inspection of pipework material is used as an alternative way of reducing the probability of offsite radioactive releases to acceptable levels.

The improvements in confinement, coupled with measures to reduce the probability of core damage accidents, go a long way towards approaching the modern standards of 1E-5/year frequency of core melt

and 1E-6/year frequency of a large release. However, complete containment is a matter for future designs.

The RBMK PSA Programme

In common with many Western organizations, RDIPE has realized the value of Probabilistic Safety Assessment (PSA) in evaluating the safety of its reactor designs. Over the last few years, PSA work has been focussed on assessing the efficiency of the "Post-Chernobyl" improvements for the RBMK plants. A preliminary Level-1 PSA of the reconstructed Leningrad Unit-1 will soon be completed, and will provide an evaluation of a more comprehensive set of safety improvements.

The results of Level-1 PSA are expressed in terms of three core damage categories, of increasing severity, ie:

- V Disturbance in the cooling conditions leading to cladding failure in several fuel elements (but no fuel melting)
- D Fuel element melting in several fuel channels or widespread cladding failures
- A Severe accident — fuel melting in many channels or widespread channel rupture at high pressure

Table 3 shows some preliminary results of studies for the LNPP-1 "before" and "after" the reconstruction. The improvements have a particularly significant effect in reducing the probabilities of serious core damage due to LOCAs, loss of offsite power, and feedwater failure accidents.

TABLE 3

Some PSA Results Before and After Reconstruction

Accident Sequence	Results Before Reconstruction		Results After Reconstruction	
	Cat V	Cat A+D	Cat V	Cat A+D
Loss of water in RCPS cooling system	0	1.7E-13	0	8.1E-17
Control rods withdrawal	0	1.0E-11	8.0E-16	0
Feedwater accident	8.3E-5	8.9E-5	8.3E-19	1.7E-7
Steamline accident	1.1E-7	1/8E-8	1.3E-10	5.3E-11
Primary pipe break diameter > 300mm	0	9.4E-6	0	5.4E-7
Primary pipe break diameter < 300mm	6.9E-8	1.1E-8	1.9E-10	1.5E-10
Small leaks	2.8E-6	4.5E-8	3.5E-9	3.0E-8
Loss of off-site power	8.0E-5	1.6E-5	9.9E-6	8.1E-7
TOTAL	1.7E-4	1.1E-4	1.0E-5	1.5E-6

Further work is planned on more complete PSAs for the RBMK reactors. Britain and Sweden are already collaborating on the PSAs for the Leningrad and Ignalina NPPs and participation of other European countries and Canada is anticipated in the near future.

FUTURE CHANNEL TYPE REACTORS

Although the Chernobyl accident was a disaster, it did not indicate any particular difficulty with pressure tube or graphite moderated reactor technologies in general. Therefore, future reactor designs can still be based on the uranium-graphite channel reactor concept, with improvements designed to avoid severe accidents such as Chernobyl.

140

The Nuclear Engineer, Volume 34, No. 5

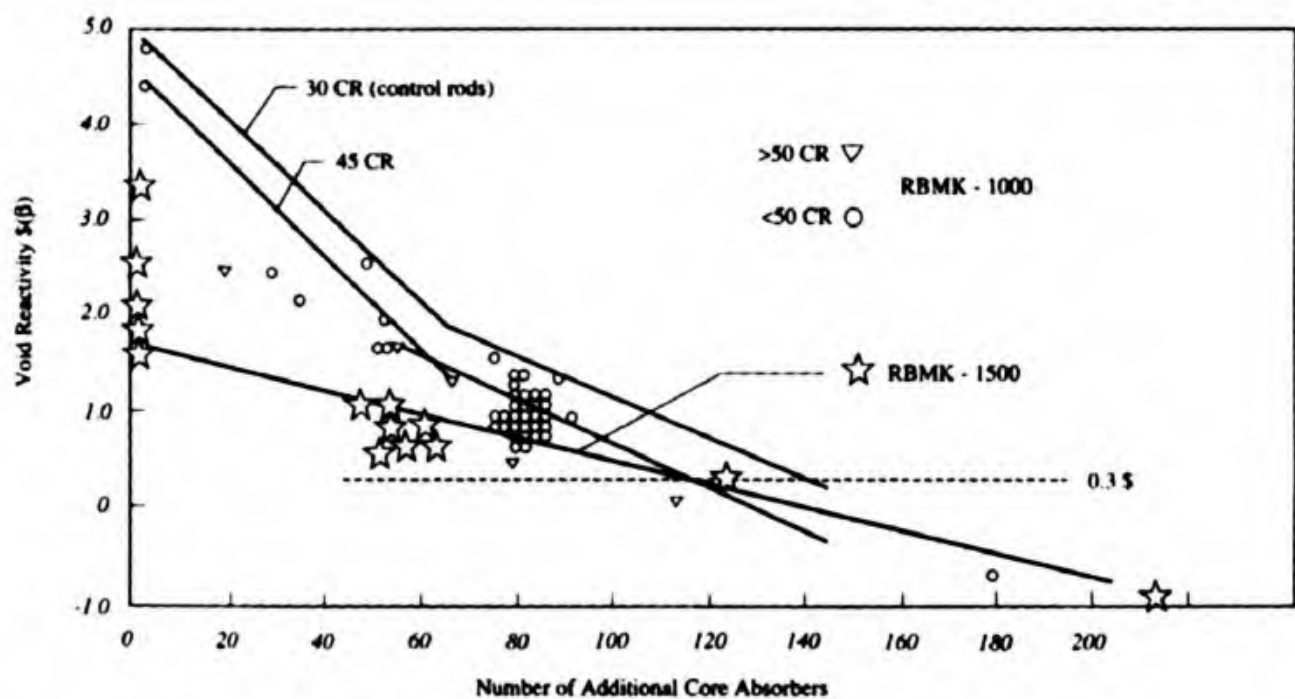


FIG 6 Reactivity as a Function of the Number of Additional Absorbers in the Core (1986-1990)

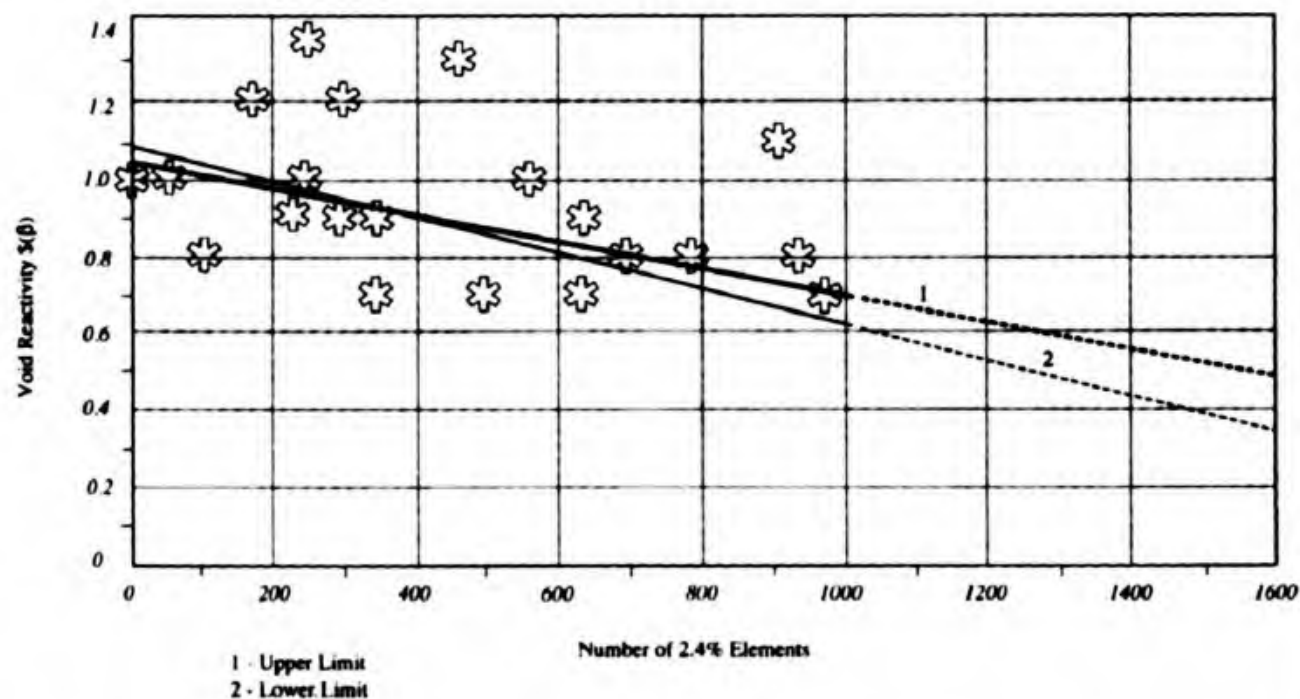


FIG 7 Void Reactivity as a Function of the Number of 2.4% Enriched Fuel Elements in the Core

The Nuclear Engineer, Volume 34, No. 5

A development of this concept is the MKER-800 design. This design incorporates advantageous features such as:

- A natural circulation primary circuit
- A full containment building

as well as the core features necessary to avoid the problems at Chernobyl.

This development of the concept has the advantage of using an existing industrial infrastructure and this must be taken into account when considering the various possibilities for the design of future NPPs in the former states of the USSR.

SUMMARY

The RBMK reactors are reliable producers of electricity and make an essential contribution to the economies of several of the newly independent states of the former USSR. Therefore the practical option for most of these plants is safety improvement rather than premature closure.

Urgent steps were taken after the Chernobyl accident to avert any recurrence of such an accident, and subsequent improvements in the longer term have further reduced the probabilities of severe accidents. As the older reactors are reconstructed, major improvements in the safety systems are being made possible. Preliminary results of safety assessments suggest that RBMK safety may become comparable with that of many older Western plants, which have also been subject to requirements to improve safety.

The Chernobyl accident did not negate the concept of the graphite moderated channel reactor which, with the essential improvements implemented, is being developed as one of the options for future reactor designs with enhanced safety features.

Работы по системам управления реактором РБМК проводились в двух направлениях. Менялась конструкция стержней управления и вносились изменения в логику срабатывания аварийных защит. Неотложные меры выполнялись с использованием старых аппаратных средств. Но уже с 1988 г. по ТЗ, составленному с далёким практическим прицелом, велась работа по созданию нового комплекта аппаратуры.

СОГЛАСОВАНО

А.Н.Проценко

Ю.И.Тычков

УТВЕРЖДАЮ

Л.Д.Рябев

КОМПЛЕКСНАЯ АВТОМАТИЗАЦИЯ ЯДЕРНЫХ ОБЪЕКТОВ
РАЗРАБОТКИ НИКИЭТ

(Предложения по организации)

 Н.И.ЕрмаковГенеральный конструктор,
директор НИКИЭТ Е.О.Адамов

Директор отделения

 М.Н.Михайлов

Базовой для модернизации нами первоначально рассматривалась система управления для РБМК-1500, наиболее современная на тот момент среди других АЭС.

Reprint from

MAN-MACHINE INTERFACE IN THE NUCLEAR INDUSTRY

PROCEEDINGS OF AN INTERNATIONAL CONFERENCE
ON MAN-MACHINE INTERFACE IN THE NUCLEAR INDUSTRY
(CONTROL AND INSTRUMENTATION, ROBOTICS
AND ARTIFICIAL INTELLIGENCE)
ORGANIZED BY THE
INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
IN CO-OPERATION WITH THE
COMMISSION OF THE EUROPEAN COMMUNITIES
AND THE
NUCLEAR ENERGY AGENCY OF THE OECD
AND HELD IN TOKYO, 15-19 FEBRUARY 1988

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
VIENNA, 1988

АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ ИНФОРМАЦИОННАЯ СИСТЕМА КОНТРОЛЯ РЕАКТОРОВ РБМК-1500: СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ

Е.О. АДАМОВ, П.А. ГАВРИЛОВ, А.И. ГОРЕЛОВ,
А.И. ЕФАНОВ, М.Н. МИХАЙЛОВ, Н.А. САЗОНОВ

Научно-исследовательский и конструкторский
институт энерготехники,

Москва,

Союз Советских Социалистических Республик

Abstract-Аннотация

AN AUTOMATED DATA SYSTEM FOR THE MONITORING OF RBMK-1500 REACTORS: CURRENT STATUS AND POTENTIAL.

The automated monitoring systems of the Ignalina nuclear power plant's RBMK-1500 reactor include a computing system which collects, logs, processes and presents to the reactor operator data on process operations and the status of various plant systems. The data obtained by the system by means of complex logical processing of measurement results and model calculations and comparing the parameters measured with the calculated settings stored in the computing system is presented on mimic panels, colour and monochromatic displays and printouts. The system is a multilevel multimachine complex which has a hierarchical structure with functional and topological decentralization. The approach adopted in designing a flexible computing system, the modular style of its software, and the distributed database facilitate the updating of the functional and technical structure of the system. The updating being undertaken provides for an expansion of functions for monitoring compliance with operating regulations, data presentation, and solutions to a range of other problems connected with increasing the operational safety of the reactor. The experience acquired in creating the Ignalina plant's computer system is being used to develop a new automated monitoring and control system for pressure tube reactors, based on promising computing facilities. Different versions of the system are being examined which optimize the combination of analogue and digital facilities in a manner which eases the operator's burden with regard to evaluating the status of the reactor unit and taking reactor control decisions. The design takes into account the fact that the improvement of microprocessors and their incorporation in monitoring and plant control and safety systems and equipment will in the future enable systems which are at present functionally and instrumentally separate to be closely integrated.

АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ ИНФОРМАЦИОННАЯ СИСТЕМА КОНТРОЛЯ РЕАКТОРОВ РБМК-1500: СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ

В состав систем автоматизированного контроля реактора РБМК-1500 Игналинской АЭС входит информационно-вычислительная система (ИВС), осуществляющая сбор, регистрацию, обработку и представление оператору реактора информации о ходе технологического процесса, состоянии различного оборудования. Информация, получаемая в ИВС путем сложной расчетно-логической обработки результатов измерений и модельных расчетов, сравнения измеренных значений параметров с заданными или рассчитанными в ИВС уставками выдается на мнемотабло, цветные и монохроматические дисплеи и устройства печати. ИВС представляет собой много-

уровневый многомашинный комплекс, имеющий иерархическую структуру с функциональной и топологической децентрализацией. Примененный подход к построению гибкой вычислительной системы, модульная структура ее программного обеспечения, распределенная база данных обеспечивают возможность модернизации функциональной и технической структуры системы. Проводимая модернизация предусматривает расширение функций контроля соблюдения правил эксплуатации, представления информации, решения ряда других задач повышения безопасности эксплуатации реактора. Опыт создания ИВС Игналинской АЭС используется в разработках новой системы автоматизированного управления и контроля для канальных реакторов на базе перспективных средств вычислительной техники. Рассматриваются варианты системы с оптимизацией в ее составе аналоговых и цифровых средств в сочетании, обеспечивающем снижение нагрузки оперативного персонала по оценке состояния реакторной установки и принятию решений по управлению. В разработке учитывается, что совершенствование микропроцессорных средств, оснащение ими аппаратуры контроля и оборудования систем управления и защиты АЭС создает в будущем возможность глубокой интеграции ныне функционально и аппаратно разделенных систем.

Канальный водо-графитовый реактор РБМК-1500 как объект контроля характеризуется большим числом точек контроля (около 6000), сложной динамикой протекающих процессов, высокой энергонапряженностью активной зоны, что требует быстрой и разнообразной обработки большого объема информации.

В состав систем контроля реактора входят система контроля распределения энерговыделения, система теплотехнического контроля, система контроля целостности технологических каналов, система контроля герметичности оболочек твэлов, система контроля радиационной безопасности, информационно-вычислительная система.

Рассматриваемая информационно-вычислительная система (ИВС) была разработана для первого энергоблока Игналинской АЭС (1984 г.) и с незначительными изменениями адаптирована ко второму энергоблоку (1987 г.).

Основные функции ИВС – сбор, регистрация, обработка и представление оператору реактора информации о ходе технологического процесса, состоянии различного оборудования. В ИВС рассчитываются и контролируются распределение энерговыделения и температура графита в объеме активной зоны, запасы до предельных нагрузок на топливо и до кризиса теплообмена, запас реактивности на регулирующих стержнях, эффективность срабатывания аварийной защиты, глубина выгорания топлива и ряд других параметров. Рассчитываются и автоматически используются при сигнализации номинальные и предельные значения для многих контролируемых величин, рассчитываются параметры для настройки автономных систем; контролируются, сигнализируются и автоматически регистрируются отклонения основных параметров (мощности, запасы и т.п.) от заданных значений.

Отметим некоторые из особенностей методик решения указанных расчетных функций. Объемное распределение энерговыделения получается объединением "плоского" поканального распределения мощности с относительным высотным распределением, представляемым для каждого канала реактора амплитудами

четырёх синусоидальных гармоник. При этом учитывается высотное распределение выгорания топлива в каждом канале. Распределение мощности по каналам реактора рассчитывается для двух независимых систем детекторов радиального контроля и с использованием двумерного нейтронно-физического расчёта. Благодаря этому реализованы вероятностные методы отбраковки недостоверных показаний детекторов и указателей положения стержней регулирования, а также данных нейтронно-физического расчёта. Наряду с расчётом распределения энерговыделения и функционалов этого распределения (коэффициентов неравномерности по радиусу, высоте и объёму активной зоны) производится поканальный расчёт погрешностей мощности и амплитуд высотных гармоник. Величины погрешностей используется при расчёте запасов до предельных нагрузок на топливо и до кризиса теплообмена, предельных значений сигналов внутриреакторных детекторов систем радиального и высотного контроля.

Одной из основных функций ИВС является аварийная регистрация, обеспечивающая запись информации для последующей расшифровки ситуации. Запись информации осуществляется в течение 15 мин до и 15 мин после появления одного из сигналов срабатывания аварийной защиты. ИВС выполняет значительное число вспомогательных (внутрисистемных) функций, в частности: контроль и управление функционированием, контроль состояния и диагностика ИВС, управление распределённой базой данных.

Информация от ИВС выдаётся оператору реактора на мнемотабло, цветные и монохроматические дисплеи и устройства печати. Внимание оператора к появлению новой информации привлекается подачей звукового сигнала, которой может быть снят оператором; появление новой информации отмечается также миганием соответствующего сигнального элемента. Мнемотабло предназначены для автоматической сигнализации отклонений. Они представляют собой простые световые элементы, размещение которых на панели блочного щита управления соответствует картограмме активной зоны и расположению детекторов. Имеются мнемотабло каналов, где каждому каналу реактора поставлен в соответствие отдельный световой элемент, цвет которого индицирует тип загрузки канала (топливо, поглотитель, регулирующий стержень и т.п.) и мнемотабло для сигнализации об отклонениях показаний внутриреакторных детекторов радиального и высотного контроля распределения энерговыделения от заданных значений. Имеются также табло для сборной (групповой) сигнализации и для обозначения типа выдаваемой информации. Состояние светового элемента — погашен, горит или горит с миганием — соответствует нормальному значению контролируемого параметра, отклонение в сторону увеличения/уменьшения относительно заданного значения или вновь появившемуся отклонению. На мнемотабло каналов сигнализируются отклонения поканальных измеряемых и расчётных параметров.

У оператора реактора имеются также 4 цветных и 2 монохроматических дисплея. Видеограммы для цветных дисплеев представляют собой мнемонические схемы активной зоны реактора, реакторной установки, графики пространственных распределений параметров, таблицы. Каждая из 21 таких видеограмм может

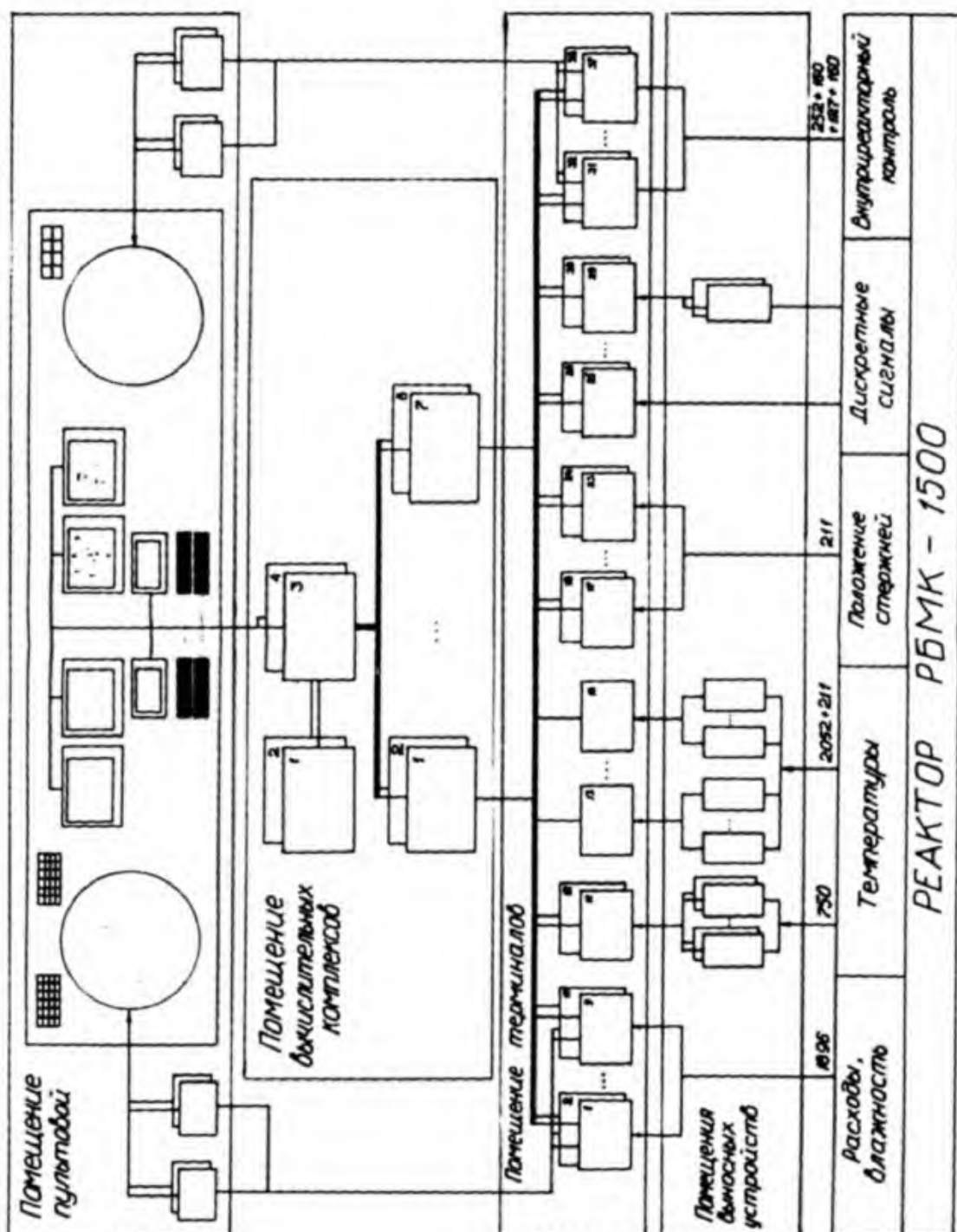


РИС. 1. Структура ИВС.

быть вызвана на любой из четырех дисплеев. Видеограммы для монохроматических дисплеев предназначены для представления разнообразной числовой информации, организованной в мнемосхемы и таблицы различных форматов; таких видеограмм 63. На устройства печати информация выдается в виде картограмм, таблиц, сводок данных.

По непосредственно измеряемым параметрам реально достигнутые значения периодов обновления информации, отображаемой оператору реактора составили: на цветные дисплеи – 8 с, на монохроматические дисплеи – 5 с, на мнемотабло – 5 с. Периодичность обновления на экранах цветных дисплеев информации по расчетным параметрам составляет 2 мин и может быть уменьшена при уменьшении периодичности расчетов.

ИВС, структура которой приведена на рис. 1, представляет собой многоуровневый многомашинный комплекс, состоящий из 38 терминалов связи с объектом 8 концентраторов, четырех оперативных вычислительных комплексов, двух терминалов взаимодействия с оператором-технологом с клавиатурами и дисплеями. На всех уровнях ИВС широко используется дублирование устройств. При создании ИВС одними из важнейших были принципы функционального разделения (как по "вертикали", так и по "горизонтали") и локальность, в том числе топологическая, отдельных функциональных подсистем. Это позволило вести частичную обработку поступающей информации на нижних уровнях системы, минимизировать обмен информацией между уровнями, а также локальными функциональными комплексами, упростить программное обеспечение и процессы его разработки, отладки, внедрения и последующей модернизации. ИВС реализована в виде двух дублированных многоуровневых каналов переработки информации с перекрестными связями между уровнями.

Терминалы связи с объектом (ТСО) выполнены на базе микропрограммируемых контролеров. В составе ИВС ТСО осуществляют прием информации от различных датчиков в виде унифицированных аналоговых и дискретных сигналов, элементарную обработку этих сигналов, управление сигнализацией на мнемотабло и табло сборной сигнализации. В необходимых случаях, как например, для ввода сигналов от термоэлектрических преобразователей, релейных сигналов используются выносные устройства; мнемотабло также подключаются к ТСО через выносные релейные коммутаторы. ТСО производят опрос входных каналов с заданным при настройке системы периодом и по запросам передают информацию в концентраторы.

В концентраторах, представляющих собой ЭВМ СМ1634 с соответствующим интерфейсом, осуществляется: опрос ТСО; сортировка принимаемой информации по типам; сравнение значений измеренных параметров с заданными уставками; контроль работоспособности аппаратуры ввода, датчиков и линии связи с ними посредством сравнения значения измеренных параметров и сигналов, поступающих по контрольным измерительным каналам, с заданными границами достоверности; формирование массивов информации в соответствии с принятой в системе структурой; передачу информации в ТСО; передачу информации по запросам оперативных комплексов. Сравнение с уставками производится в концентраторах по всем

контролируемым измеряемым параметрам; результаты сравнения передаются из концентраторов в ТСО, связанные с мнемотабло и табло сборной сигнализации. Наряду с простым сравнением абсолютных значений измеренных параметров с уставками превышения или/и снижения, в концентраторах производится и такой тип обработки, как расчет относительных значений сигналов внутризонных детекторов радиального контроля и выявление отклонений от заданного выравненного относительного радиального распределения энерговыделения; расчет по сигналам внутризонных детекторов высотного контроля величин перегиба высотного распределения энерговыделения и выявление отклонений за один из четырех заданных уровней.

Оперативные вычислительные комплексы организованы в виде двух пар вычислительных комплексов, каждый из которых построен на базе ЭВМ СМ2М. В каждой паре один из вычислительных комплексов главный, а другой – вспомогательный, являющийся, по существу, дополнительным вычислителем, работающим под управлением главного. Главный комплекс выполняет информационные функции: обмен информацией с концентраторами и вспомогательным комплексом взаимодействие с оператором реактора и представление информации на дисплей и устройства печати; регистрацию информации и т.п. Через пульт главного комплекса оператор ИВС получает информацию о состоянии системы, выполняет операции по ее загрузке, настройке и реконфигурации.

Терминалы взаимодействия с оператором реактора выполнены на базе микропрограммируемых контролеров и имеют в своем составе два цветных графических терминала, один монохроматический дисплей и позиционную клавиатуру для управления представлением информации на дисплеях. Терминалы имеют технические и программные средства обеспечения диалога оператора с ИВС.

Программное обеспечение ИВС разрабатывалось методом структурного программирования и реализовано в виде модульной структуры. Это позволило вести параллельную разработку и отладку отдельных программ, без существенных переделок наращивать программное обеспечение, а также учесть особенности функционирования программ в реальном времени. Общее количество программных модулей – свыше 600. Они объединены в 33 функциональных пакета программных модулей.

В ИВС реализована распределенная база данных, состоящих из взаимосвязанных локальных баз и позволяющая обеспечить независимость программ и данных, гибкость их развития, размещение данных по уровням оперативности в соответствии с выделяемыми ресурсами для обеспечения максимальной производительности и т.д.

В лингвистическом обеспечении основными составными частями являются языки диалога оператора реактора и оператора ИВС, которые реализованы на единых принципах с максимальной унификацией отдельных элементов директив. Синтаксический и семантический контроль директив способствует защите системы от несанкционированного доступа. Функциональные возможности, заложенные в указанные языки, позволили реализовать все потребности в общении с системой, а разработка новых директив и включение их в систему не представляет трудностей.

Большое внимание при разработке было уделено методам и средствам контроля и диагностики функционирования ИВС, особенно таких ее компонент, как оборудование связи с объектом, межмашинные линии связи, важнейшие периферийные устройства, основные периодически выполняемые программы. Реализация разработанных методов и средств контроля и диагностики функционирования ИВС позволила существенно упростить эксплуатацию и ремонт оборудования.

Это можно показать на примере оборудования связи с объектом. В каждом цикле опроса автоматически осуществляется контроль величины расхождения показаний по основному и резервному каналам измерения и в случае превышения допустимой величины этого расхождения оператору ИВС выдается сообщение с указанием соответствующего устройства. Оператор запускает диагностический программный модуль, в результате работы которого указывается недостоверный канал измерения. Вся процедура занимает 1–2 мин.

Реализованный в ИВС реактора Игналинской АЭС подход к построению гибкой вычислительной системы обеспечивает возможность модернизации ее технической и функциональной структуры. Постоянно проводимый разработчиками действующей системы анализ ее функционирования и оптимизация вычислительного процесса направлены на повышение безопасности эксплуатации АЭС. Новые и усовершенствованные методики, алгоритмы и программы отрабатываются на стенде ИВС, проверяются в условиях реальной системы на резервном канале ИВС, после чего начинается их опытная, а затем и промышленная эксплуатация. Ведутся работы по расширению в ИВС функций контроля соблюдения правил эксплуатации, проведению прогнозного расчета изменения запаса реактивности, повышению скорости обработки информации и ее достоверности, по расширению объема автоматически представляемой информации и др. Разрабатывается автономная система повышенной надежности для регистрации параметров АЭС в аварийных ситуациях.

Помимо совершенствования действующей ИВС ведутся разработки новой системы на базе перспективных технических средств, ориентированной на снижение нагрузки оперативного персонала по оценке состояния реакторной установки и принятию решений по управлению. В этой системе предусматривается дальнейшее развитие оправдавших себя в ИВС реактора Игналинской АЭС принципов и иерархического построения с функциональной и топологической децентрализацией. Рассматриваются варианты автоматизированной системы контроля и управления реакторной установкой с оптимизацией в ее составе аналоговых и цифровых средств в сочетании, обеспечивающем наибольшую безопасность как за счет функциональной полноты системы, так и высокой надежности выполнения функций. Вместе с тем, в разработке учитывается, что совершенствование микропроцессорных средств, постепенное оснащение ими аппаратуры контроля и оборудования систем управления и защиты АЭС создает в будущем возможность глубокой интеграции ныне функционально и аппаратно разделенных систем.

При определении функциональной структуры перспективной автоматизированной системы контроля и управления мы исходим из необходимости решения

задач контроля и идентификации состояния АЭС, ее систем и элементов оборудования, прогнозирования нежелательных изменений этого состояния; автоматической идентификации физических характеристик активной зоны реактора, прогнозирования их изменений и определения области допустимых значений параметров; контроля соблюдения правил эксплуатации, блокировки неправильных действий и выдачи рекомендаций и справок по эксплуатации; автоматического управления работой отдельного оборудования и функциональных групп оборудования, некоторыми технологическими операциями и режимами работы АЭС; защиты по значениям измеряемых и расчетных параметров; автоматизированного представления информации операторам на основе выработанной в вычислительной системе концепции ситуации и ее развития. Должны быть реализованы также функции надежной регистрации данных в аварийных ситуациях, сбора и обработки данных для планирования профилактических и ремонтных работ. Особое внимание должно быть уделено разработке высоконадежных систем обеспечения безопасности.

Представление информации оператору предполагается реализовать таким образом, чтобы уменьшить вероятность неправильного толкования ситуации оперативным персоналом и, следовательно, неправильной стратегии действий. Предполагается, что последовательность и объем представляемой информации определяются в системе на основе перечня идентифицированных состояний и процессов. Этот перечень вместе с алгоритмами действий формируется на первом этапе экспертами (из состава разработчиков АЭС и служб эксплуатации) и в дальнейшем уточняется и дополняется с помощью программной экспертной системы как по характеристикам состояний и процессов, так и по алгоритмам действий. Работоспособность сформированных системой оценок и правил должна проверяться сравнением с результатами расчетов конкретных ситуаций на базе постоянно уточняемых обобщенных математических моделей и экспертным путем. По достижении установленных критериев соответствия и требуемых характеристик быстродействия программное обеспечение и данные будут переноситься со стендов и тренажеров в действующую систему. Алгоритмы действий могут быть количественными и качественными и должны выдаваться в форме справок и рекомендаций. Полученные результаты должны использоваться и для автоматической диспетчеризации расчетов на вычислительных средствах верхнего уровня, а также для оптимизации параметров автоматических регуляторов.

Своевременность представления информации обеспечивается децентрализацией расчетных функций, применением процедур линеаризации расчетных соотношений, эффективным программированием. Для повышения достоверности представляемой информации в обрабатывающих программах используются модели работы различного оборудования, взаимодополняющая информация от датчиков различных систем. Существенно, что для правильной интерпретации состояния и процесса оперативным персоналом АЭС, для координации и подстраховки действий, производимых с рабочих мест пульта управления, предусматривается необходимое дублирование информации, выдаваемой на различные посты оперативного управления

Предварительные проработки структуры перспективной автоматизированной системы контроля и управления, анализ известных в этой области проектов показывают, например, на необходимость выделения из существующей системы управления и защиты реактора автономной подсистемы защиты. При этом объединяются в единой автоматизированной системе функции контроля и управления мощностью реактора и ее распределением по объему активной зоны. Этой системе поручаются:

- автоматическое регулирование мощности реактора и его локальных зон;
- расчет мощности реактора и ее сравнение с заданной, формирование сигнала отклонения;
- расчет распределения мощности по объему активной зоны, в том числе распределение величины линейной нагрузки на твэл, анализ этого распределения с учетом значений критических параметров теплообмена в каналах реактора;
- формирование по результатам такого анализа ограничений на перемещение отдельных стержней как для ограничения величины, так и скорости увеличения мощности твэлов, а при необходимости формирование сигнала на снижение мощности реактора или его зон;
- формирование и выдача рекомендаций, а в перспективе и управляющих сигналов по перемещению регулирующих стержней;
- расчет запаса реактивности на регулирующих стержнях и скоростной эффективности аварийной защиты;
- диагностика правильности проведения расчетов;
- представление информации оператору;
- обмен информацией с вычислительной системой верхнего уровня и смежными системами.

Конкретный анализ и оптимизация функциональной и технической структуры системы контроля и регулирования мощности реактора и ее распределения с учетом объемов вычислений, интенсивности потоков, производительности средств вычислительной техники, требований к реализации функций с точки зрения надежности их выполнения и влияния на безопасность может проводиться с применением методов математического программирования.

При этом предусматривается тщательная отборка системы на полномасштабном стенде с применением адекватных моделей объекта и оборудования.

В перспективной автоматизированной системе контроля и управления, построенной по иерархическому принципу с функциональной и топологической децентрализацией, в локальных подсистемах целесообразно использовать магистральные связи с возможностью их сегментирования и резервирования для повышения отказоустойчивости, а для связи между топологически и функционально выделенными подсистемами более приемлемым является применение радиальных связей. При организации подсистем следует стремиться к минимальной интенсивности обмена информацией между подсистемами. Каждая подсистема должна обеспечивать всю цепь по вводу, обработке и выдаче информации. Таким образом требуется весьма высокий "интеллектуальный" уровень подсистем, так как алгоритмы и программы

обработки, применяемые для контроля и управления реактором, достаточно сложны и требуют развитой системы команд, значительных ресурсов по производительности (свыше 1 млн операций/с) и памяти (оперативная память не менее 2 мбайт). Предполагается реализация специальных технических и программных решений для резкого увеличения эффективного быстродействия системы, в частности, аппаратной реализации векторной обработки информации и каналов прямого доступа в память на всех уровнях системы. Особое внимание уделяется вопросам обеспечения надежности системы.

Возможности повышения безопасности и эффективности эксплуатации АЭС путем совершенствования структуры, аппаратных и программных компонент систем контроля и управления в настоящее время далеко не исчерпаны. Действующая на Игналинской АЭС и разрабатываемая системы открыты к внедрению новых разработок в этой области.

Это был период, когда на цифровые системы управления решились только канадцы и французы. Причём последние на несколько лет задержали из-за этого запуск блока N-4. Дело остановилось из-за нерешённости ряда нормативных требований для цифровых систем. Понимая, что с подобными проблемами можно столкнуться и в СССР, мы инициировали работу по обновлению международных стандартов в МАГАТЭ.

Reprint from

BALANCING AUTOMATION AND HUMAN ACTION IN NUCLEAR POWER PLANTS

**PROCEEDINGS OF AN INTERNATIONAL SYMPOSIUM
ON BALANCING AUTOMATION AND HUMAN ACTION
IN NUCLEAR POWER PLANTS
JOINTLY ORGANIZED BY THE
INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
AND THE NUCLEAR ENERGY AGENCY OF THE OECD
AND HELD IN MUNICH, 9-13 JULY 1990**

**INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
VIENNA, 1991**

КОНЦЕПЦИЯ РАЗРАБОТКИ СИСТЕМ ОСТАНОВКИ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Е.О. АДАМОВ, Р.Р. ИОНАЙТИС, Ю.М. ЧЕРКАШОВ

Научно-исследовательский институт энерготеники,
Москва,
Союз Советских Социалистических Республик

Abstract-Аннотация

CONCEPT FOR THE DEVELOPMENT OF NUCLEAR REACTOR SHUTDOWN SYSTEMS.

The paper discusses the development of nuclear reactor emergency shutdown systems for bringing reactors to a safe shutdown. It describes the basic principles underlying the construction of such systems, system specifications, and how they should be realized. The aims of these principles are (1) to ensure that negative reactivity is established swiftly, with the shortest possible delay, and with a high level of reliability; (2) to provide for automatic triggering and for functional independence from control circuits, process systems and any other failed active component or simultaneous undetected failure within the system itself, and from emergency conditions outside the system; and (3) to protect against common mode failures by using systems based on different operating principles by physical separation, and by using protection stages. The basic specifications of emergency shutdown systems are as follows: they should have at least two subsystems which are independent and which work on different operating principles; also they should be separate from control systems, and they must act directly, etc. The design of emergency shutdown systems takes into account the number there should be as well as the type, their hierarchical order (the preventive system (emergency power reduction), the main system, the fast acting system, the secondary system and the system for limiting the consequences of an accident), the structural components of each of the subsystems (actuating subsystem, emergency signal generation subsystem, implementation subsystem, testing subsystem, data supply subsystem. The design should also include the emergency signals for each subsystem — their level and other considerations related to the hierarchy of subsystems; the way in which the system alters reactor status and the overall status of control systems, the location of control systems (in the core itself, in the channels, in the fuel, in the reflector) and environmental conditions; design of the actuating mechanism of the emergency shutdown system. Also required are the selection of the input location for the power source for acceleration, displacement, braking and cooling; the means of increasing static and high speed efficiency; reduction of negative effects on the breeding characteristics of the core; and the means of determining extreme situations in the control systems. The paper could be used to develop an IAEA standards document on the subject.

КОНЦЕПЦИЯ РАЗРАБОТКИ СИСТЕМ ОСТАНОВКИ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ.

Доклад посвящен концепции разработки систем аварийной остановки (САО) ядерных реакторов, обеспечивающих безопасное заглушение их. Она включает основные принципы построения САО, требования к ним и логику реализации. Основные прин-

цпы направлены на обеспечение высоконадежного быстрого с малой задержкой ввода отрицательной реактивности, на автоматическое срабатывание, на функциональную независимость от схем управления, от технологических систем, от любого одного отказавшего активного компонента и одновременного необнаруженного отказа внутри САО, от аварийных условий вне САО, на защиту от отказов по общей причине разнопринципностью действия, физическим разделением, защитными ступенями. Основные требования к САО включают требования: о наличии не менее двух подсистем, независимых и основанных на различных принципах действия, об отделении САО от устройств управления, о прямом действии и др. Логика реализации САО рассматривает: сколько, какого вида и соподчиненность САО: предупредительной (экстренного снижения мощности), основной, быстродействующей, дополнительной и ограничивающей последствия аварии, структурные составляющие каждой из подсистем САО (исполнительную, формирования аварийного сигнала, обеспечивающую, тестирования, отображения информации), аварийные сигналы, идущие в каждую подсистему, их уровень и другое, характеризующее иерархию подсистем САО; способ воздействия на состояние реактора и агрегатное состояние управляющего вещества, место размещения управляющего вещества (непосредственно в зоне, в каналах, в топливе, в отражателе) и условия окружающей среды, концепцию построения исполнительной системы САО, выбор места ввода источника энергии для ускорения, перемещения, торможения, охлаждения, способа повышения статической и скоростной эффективности, снижения отрицательных воздействий на размножающие свойства активной зоны, способов определения крайних положений управляющего вещества. Материал доклада может послужить основой для разработки соответствующего нормативного документа МАГАТЭ.

1. ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время разработаны и применяются общие принципы безопасности ядерных реакторных установок [1–3].

Наиболее ответственной функцией систем обеспечения безопасности ядерных реакторов (ЯР) является безопасная их остановка, осуществляемая системой аварийной остановки (САО), заглушающей реактор в экстремальных условиях.

В связи с увеличением быстродействия САО, со снабжением реактора несколькими САО, с разработкой САО, основанных на нетрадиционных принципах действия, с приданием САО свойств прямодействия [4–6] необходима четкая концепция разработки САО, которая бы послужила основой для модернизации существующих и разработки новых систем аварийной остановки ядерных реакторов. Предлагаемая концепция является интерпретацией общих принципов и требований безопасности [1–3] применительно к САО. Она написана для разработчиков САО, получивших набор и анализ аварийных

ситуаций, динамику изменения реактивности и другие исходные нейтронно-физические данные и приступающих к созданию технических средств аварийной остановки (АО).

2. ОСНОВНЫЕ ПРИНЦИПЫ ПОСТРОЕНИЯ САО

"Защита от аварий, вызванных вводом реактивности, обеспечивается (с запасом):

- отрицательной обратной связью реактивности по мощности и другим параметрам (внутренней самозащищенностью);
- системой аварийной остановки".

Сначала придайте реактору свойства внутренней самозащищенности, а потом снабжайте его системой аварийной остановки.

"Функция АО обеспечивается постоянно, когда реактор работает и когда он остановлен".

Первая часть предельно ясна, вторая – общепризнана (применяется при ремонтных работах и перегрузке на остановленном реакторе).

Часто системой АО называют систему органов, эффективных лишь для второй части принципа. Однако в процессе работы реактора в случае соответствующей аварийной ситуации остановка ЯР должна обеспечиваться всеми средствами воздействия на реактивность, а не только органами САО. При этом органы регулирования воздействуют на реактивность в зоне высоких нейтронных потоков, чем обеспечивается высокая эффективность аварийной остановки. Органы только АО сначала вводятся в зону низких нейтронных потоков, поэтому (при одинаковой скорости перемещения) в первое время останова роль их в массе остальных может быть незначительна (Рис. 1).

"Система АО обеспечивает:

- быстрое срабатывание;
- высоконадежное действие средств остановки".

Принцип очевиден и общепризнан.

Часто под быстротой срабатывания понимают продолжительность ввода в активную зону средств аварийной остановки (поглотителя и т. п.). В этом случае необходимая быстрота срабатывания зависит от особенностей конкретного ЯР и заметно различается от реактора к реактору.

Однако под быстротой срабатывания следует иметь в виду высокую скорость воздействия на реактивность, которая зависит не только (и не

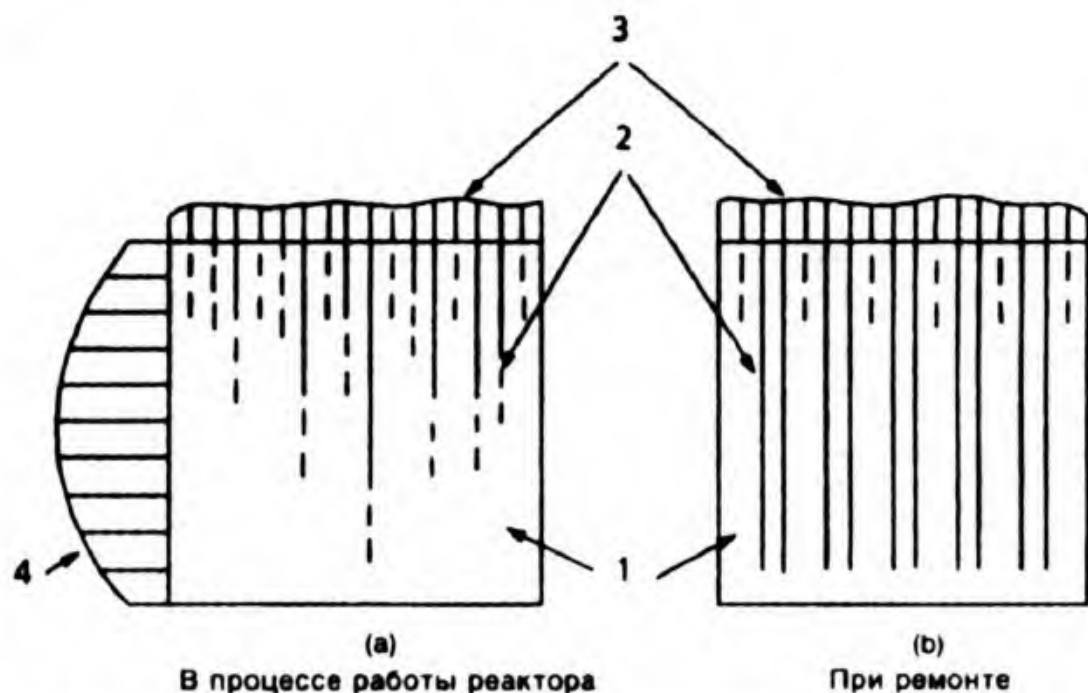


РИС. 1. Размещение органов управления в активной зоне, где 1 – активная зона; 2 – органы регулирования; 3 – органы аварийной остановки; 4 – профиль распределения нейтронного потока (энерговыведения);

столько) от времени ввода, но и от количества органов, от их размещения (особенно их концов) в активной зоне.

Так в реакторе РБМК полное время ввода органов в зону управления составляет 12–14 с, но в первые 2 с производится воздействие, достаточное для подавления всех эффектов реактивности, даже при скорости движения органов управления 0,4–0,7 м/с.

Следует постоянно помнить, что показатель быстроедействия САО в виде скорости ввода отрицательной реактивности в конкретном реакторе зависит от начального положения органов управления в активной зоне и формы объемного распределения плотности потока нейтронов.

Быстрота срабатывания должна обеспечиваться техническими средствами, а не за счет организационных мероприятий (включая записи в регламенте эксплуатации и т. п.).

Высоконадежное (в смысле безотказное) воздействие на реактивность достигается использованием ряда принципов проектирования надежных систем: независимости, разнообразия, резервирования, практически приемлемого, многоцелевой защиты, единичного отказа, безопасности, живучести, приоритетности, контролируемости [3, 5]. Некоторые пути обеспечения надежности САО будут приведены ниже.

"Система АО должна:

- принимать сигналы от важнейших режимных (нейтронно-физических, теплогидравлических и др.) переменных параметров реактора;
- автоматически срабатывать при достижении режимным параметром аварийной уставки;
- не допускать параметры до крайних значений (не превосходить пределы безопасности)".

Принцип предельно ясен, при его реализации возникают вопросы выбора важнейших параметров, отнесения их к той или иной ступени остановки, выбора величин уставок. Эти вопросы должны решаться на всех стадиях создания реактора, начиная с предпроектных исследований и технического задания на проектирование.

"Автоматическая система АО (совместно с другими системами безопасности) должна:

- безопасно остановить реактор, т. е. привести его в подкритическое состояние;
- поддерживать его в этом состоянии;
- ограничивать выход радиоактивных веществ;"

Этот принцип подчеркивает необходимость создания систем, останавливающих реактор и удерживающих его в подкритическом состоянии, без повреждений твэл или других компонентов активной зоны, сопровождающихся выходом наружу радиоактивных веществ.

В качестве критерия, гарантирующего надежную остановку реактора, часто принимается величина подкритичности не менее 1%.

Для безопасной остановки безусловно необходимо воздействие на реактивность без изменения знака производной реактивности по времени при перемещении рабочих органов САО. Ограничение выхода радиоактивных веществ обеспечивается совместным решением вопросов быстрогодействия, набора режимных параметров, выбора уставок с учетом допустимого температурного режима твэлов и элементов конструкции реактора. При этом может возникнуть необходимость изменения режима охлаждения реактора (с подключением системы аварийного охлаждения).

"Система АО функционально независима (функция АО практически сохраняется):

- от систем управления реактивностью;
- от технологических систем;

- от любого одного отказавшего активного компонента (критерий единичного отказа) и одновременного необнаруженного отказа внутри САО;
- от аварийных условий вне САО”.

Этот принцип должен выполняться неукоснительно. На практике же его реализация порою вызывает большие затруднения.

На одних реакторах управление и аварийная остановка разделены физически (компоновочно) и системно, а на других, только функционально. Перед аварией на IV блоке Чернобыльской АЭС в процессе управления был нарушен технологический регламент: из зоны извлекались один за другим стержни управления (они же и аварийной остановки). Их концы были выведены из середины активной зоны на ее край, в зону гораздо меньшего нейтронного потока, в результате скоростная эффективность АО была снижена примерно в 10 раз и она не смогла выполнить свои функции.

Поэтому для оптимальной реализации первой части рассматриваемого принципа в любом реакторе должно реализоваться физическое и системное разделение функций управления и аварийной остановки.

Независимость от технологических систем чрезвычайно важна, но порою еще труднее реализуема, чем независимость управления и остановки. Так, в корпусных водо-водяных реакторах повреждение первого контура выводит из строя систему, осуществляющую ввод в зону растворенного в теплоносителе поглотителя – бора.

Критерий единичного отказа направлен против желания объединить средства остановки в весьма весомые (по физической эффективности) группы, поэтому требуется обеспечить полное выполнение функции АО при отказе даже самого эффективного органа (группы). При отказе одного и более элемента системы не должно быть самопроизвольного изменения ее состояния, сопровождающегося увеличением реактивности.

Независимость САО от аварийных условий вне ее самой подразумевалась давно, однако на реакторах имели место самоходы, заклинивания, выброс, расцепление исполнительных органов АО.

Последняя часть рассматриваемого принципа требует полной независимости от аварийных внешних условий, что заставляет пересмотреть ряд ранее принятых и используемых конструкторских и проектных решений (в том числе, размещение, тип помещений, кабельных линий и пр.).

”В системе АО должны применяться отказобезопасные проектные решения (принцип безопасного отказа)”.

Этот принцип хотя и помещен седьмым, но является фундаментальным [5]. Согласно этому принципу наиболее вероятные отказы системы должны быть безопасными, т. е. должны скорее способствовать ложному (не предусмотренному) срабатыванию САО, чем ее опасному отказу. Например, САО должна срабатывать при потере электропитания, при несанкционированном доступе к ней и т. п.

"Система АО должна быть защищена от отказов по общей причине:

- разнопринципностью действия;
- физическим разделением;
- защитными уровнями (ступенями)".

Общий отказ системы АО приводит к авариям, иногда очень серьезным [5], поэтому САО следует проектировать так, чтобы влияние дефектов, ошибок, отказов по общей причине на работоспособность АО было минимальным. Следовательно необходимость физического разделения не требует пояснения.

Разнопринципность действия существенно повышает надежность САО в целом. При этом варьируется агрегатное состояние (твердые тела в прямых каналах или жидкость, газ в каналах любой формы), пространство ввода (в объем реактора или в отдельные каналы, сверху зоны или снизу), источники энергии (сила тяжести или дополнительные энергоисточники), различная элементная база, различное программное обеспечение, разные разработчики и изготовители и т. п.

Наконец, введение защитных уровней (ступеней), реализуя многие предыдущие принципы, позволяет создать многоступенчатую высоконадежную защиту, пример которой будет приведен ниже.

3. ОСНОВНЫЕ ТРЕБОВАНИЯ К СИСТЕМАМ ОСТАНОВКИ

На основании изложенных принципов построения САО и требований к ним из различных документов [1–4] можно выделить следующие требования к САО.

"В ядерном реакторе должна быть предусмотрена САО, обеспечивающая автоматический останов реактора (быстрое гашение цепной реакции) при возникновении аварийной ситуации".

Для реализации этого требования САО должна иметь широко разветвленную подсистему автоматического диагностирования аварийных ситуаций (событий, состояний оборудования, значений параметров, характеризующих состояние установки и систем с точки зрения безопасности).

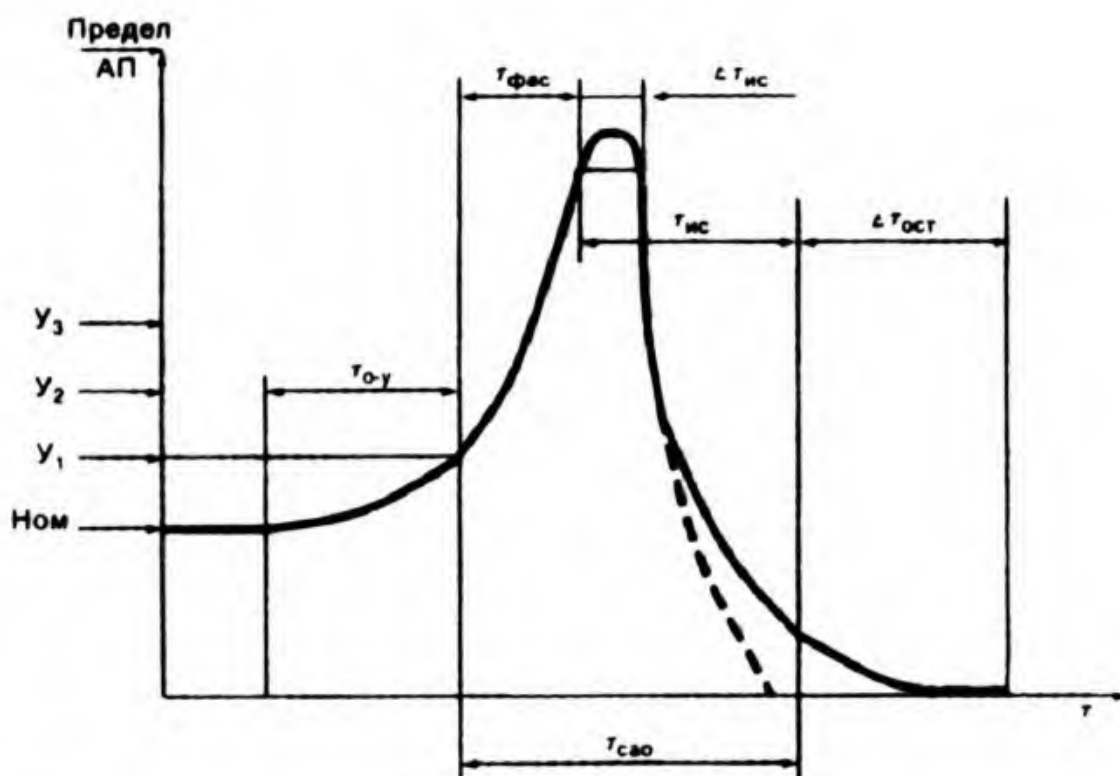


Рис. 2. Динамика изменения аварийного параметра (АП), где U – уставка аварийная (№ 1, № 2, № 3); Ном – номинальное значение параметра; τ_{0-y} – время начала аварийного процесса до момента достижения аварийной уставки; $\tau_{фас}$ – время формирования аварийного сигнала (до момента подачи его в исполнительную систему ИС аварийной остановки); $\Delta \tau_{ис}$ – задержка исполнения сигнала в ИС (до фиксированного начала уменьшения аварийного параметра); $\tau_{ис}$ – время срабатывания исполнительной системы; $\tau_{сво}$ – то же системы аварийной остановки; $\Delta \tau_{ост}$ – задержка от полного ввода отрицательной реактивности САО до полной остановки.

“Система аварийной остановки должна обеспечить введение в активную зону отрицательной реактивности с такими величинами, задержкой во времени и скоростью, которые обеспечивают (запасом) превышение указанных параметров ввода положительной реактивности при любых аварийных ситуациях, возможных на данном реакторе”.

Отрицательная реактивность в активную зону должна вводиться с обоснованно малой задержкой от момента достижения аварийной уставки (Рис. 2) и с обоснованно высокой скоростью ввода отрицательной реактивности (а чаще всего и воздействующего вещества). Времена задержки и скорость ввода должны определяться из анализа и расчетов динамики реактора в условиях аварий, в том числе, максимальной проектной, гипотетической (запроектной).

Время t_{0-y} на достижение уставки зависит от реактора, от конкретной аварийной ситуации и не зависит от САО.

Время $t_{\text{фас}}$ формирования аварийного сигнала зависит и от аварийного параметра и от САО (к примеру, данная временная задержка в защите по мощности реактора РБМК составляет 0,5–0,1 с, в защите по скорости разгона 0,5–0,6 с, в защите от разрыва трубопроводов 0,9–1,2 с).

Задержка $\Delta t_{\text{ис}}$ от момента поступления аварийного сигнала в ИС и начала действия исполнительной системы (ИС) АО до момента начала уменьшения аварийного параметра определяется рядом факторов: задержкой в силовых блоках управления, малой скоростью воздействия на реактивность в начальный период ввода и перемещением воздействующего вещества с края зоны в районе относительно невысокого нейтронного потока (к примеру, в реакторе РБМК эта задержка при снижении мощности составляет 0,2 с).

Время срабатывания ИС $t_{\text{ис}}$ представляет собой время от момента поступления сигнала на ввод управляющего вещества до полного его ввода (для твердотельной ИС это время от включения ИС до прихода стержней на концевые выключатели, к примеру, для быстродействующей аварийной защиты (БАЗ) реактора РБМК это время составляет приблизительно 2 с на ход 7 м).

“Должны быть предусмотрены по меньшей мере две независимые подсистемы аварийной остановки, основанные на различных принципах действия”.

Здесь соединено три требования:

- должно быть не меньше двух систем;
- они должны быть независимы (физически, в пространстве, по питанию, по управлению и т. п.);
- они должны быть основаны на различных принципах действия.

Это требование не следует путать с наличием в данном реакторе независимых подсистем САО по электропитанию или с количеством независимых групп и органов воздействия на реактивность (если исполнительные механизмы САО данного реактора независимы друг от друга).

Подсистемой САО здесь считается подсистема, включающая все необходимые структурные элементы и способная остановить реактор.

“По крайней мере две из предусмотренных независимых подсистем аварийной остановки должны быть способны каждая привести реактор, без превышения допустимых пределов повреждения твэлов, из любого рабочего состояния в подкритическое состояние (без образования локальных критмасс), поддерживать его в этом состоянии”.

“Функция САО должна быть полностью выполнена при одном обнаруженном отказе внутри САО и при условии несрабатывания одного наиболее

эффективного органа воздействия на реактивность каждой из двух подсистем САО”.

”Подкритичность реактора после взвода всех органов САО с введенными в зону остальными органами управления должна быть не менее 0,01 в состоянии активной зоны с максимально эффективным коэффициентом размножения”.

Кроме поясненной выше причины выбора величины подкритичности в 1% учитывается также точность контроля подкритичности.

К сожалению, порою при обосновании ядерной безопасности реактора удовлетворяются доказательством выполнения главным образом этого пункта. Если в процессе модернизации реактора, заменяя топливо на более обогащенное, модернизируют систему управления и защиты, не увеличивая соответственно ее эффективность, подкритичность уменьшается и может стать менее 0,01.

”Система аварийной остановки должна быть в такой мере отделена от устройств контроля и регулирования, чтобы повреждение или вывод из работы любого элемента этих устройств не влияли на способность САО выполнить защитные функции”.

При этом предельные значения характеристик функции САО (эффективность, быстродействие и т. п.) не должны зависеть от того, в каком из возможных рабочих состояний, с какими повреждениями или неисправностями находятся системы (устройства) контроля и регулирования.

”Каждая из подсистем САО реактора должна автоматически срабатывать:

- при достижении аварийной уставки мощности реактора;
- при достижении аварийной уставки по относительной скорости нарастания мощности (или реактивности);
- при потере ее энергопитания;
- при появлении контролируемых отказов в подсистеме формирования аварийных сигналов, препятствующих срабатыванию подсистемы САО в аварийной ситуации (по логике 2 из 3 или др.);
- при ручном воздействии на кнопку (ключ)”.

В процессе технического обоснования безопасности реактора должна быть показана необходимость срабатывания САО также:

- при появлении аварийных технологических сигналов, требующих останова реактора;
- от неблагоприятных внешних воздействий.

Кнопка САО одной ступени может быть дополнена ключом САО другой ступени. В случае установки на реакторе САО третьей ступени она может

быть полностью автоматической (и даже прямодействующей) и без ручной кнопки.

Система аварийной остановки (по крайней мере, одна из подсистем) должна быть снабжена свойствами прямодействия, т. е. возможностью срабатывания, минуя протяженные линии связи и логические цепи. Преимущества такого построения будут показаны ниже.

"Каждая подсистема АО должна иметь не менее двух независимых групп исполнительных органов".

"Начавшееся защитное действие САО (с выполнением вышеприведенных требований) должно доводиться до конца" (и не может быть приостановлено даже воздействием оператора).

4. ПРИНЦИПЫ (ЛОГИКА) РЕАЛИЗАЦИИ САО

Предлагается следующая логика реализации САО.

4.1. Выбор подсистем САО по назначению

Прежде всего определяется сколько, какого вида САО будут на данном реакторе, каково назначение каждой подсистемы, какова последовательность их срабатывания.

При выходе контролируемого параметра за заданные пределы сначала вступает в действие система управления, в частности, предупредительная АЗ (система экстренного снижения мощности). Основная система аварийной остановки (служащая для быстрого автоматического или ручного дистанционного гашения цепной реакции) должна срабатывать во всех ситуациях, требующих остановки реактора.

Реактор кроме основной САО может снабжаться быстродействующей САО — наиболее эффективной (по скорости перемещения управляющего органа) системной остановки. Независимость ее от основной САО может быть частичной (свои детекторы, свои преобразователи, но исполнительная система общая, при этом привод может быть двухскоростным: одна скорость для срабатывания в режиме основной АО, другая — в режиме быстрой АО).

Далее рассматривается дополнительная САО, которая должна полностью (или частично) дублировать основную САО, строиться на ином принципе действия, быть полностью независимой от основной САО.

Кроме указанных САО на реакторе может быть предусмотрена сверхаварийная САО или подсистема ограничения последствий аварии, которая должна остановить реактор при отказе предыдущих ступеней САО (возможно, при

ТАБЛИЦА 1. СТРУКТУРА СИСТЕМ АВАРИЙНОЙ ОСТАНОВКИ РЕАКТОРА

Ступень	Назначение	Исполнительные органы	Логика	Аварийные сигналы	
				По мощности и периоду	По реакторной технике
С	1	Экстренное управление	ИМ СУЗ (~ 200 шт.)	Логика САО по физике и технологии	Все сигналы
А	Проектная	Снижение мощности	со временем срабатывания 12–18 с	Превышение на 8–10% $N_{ном}$	
О	САО	и аварийный останов во всех аварийных ситуациях		Уменьшение периода Т менее 20–30 с от боковых ионизационных камер	
О	2	Аварийный останов в особо опасных ситуациях	ИМ САО-Б (~ 20 шт) со временем срабатывания до 2 с	Логика САО-Б	Особо опасные, характеризующие разрыв (давление в реакторном пространстве и в помещениях)
С	Быстрая			Превышение $N_{ном}$ на 15–20%	
Н	САО			Уменьшение Т менее 10–15 с от внутриреакторных детекторов	
А					
Я					

IAEA-SM-315/12

173

3	Дополнительная САО	Независимая дублирующая САО, ограниче- ние последствий аварий (при от- казе всех АЗ)	Газовые ИМ САО-Д со вре- менем срабатывания 0,5-1 с (время ввода полной реактивности)	Логика САО-Д встроенные (прямо- действую- щие) преобра- зователи сигнала	Превышение $N_{ном}$ на 30-60% Уменьшение Т менее 5-8 с	Вновь вводимые особо опасные, в т. ч. от внеш- них воздействий
---	-----------------------	---	---	--	--	--

Примечание: Величины в Табл. 1 относительные, абсолютные значения обособляются в процессе проектирования.

частичном повреждении элементов активной зоны). Эта подсистема в наибольшей степени должна быть снабжена свойствами прямодействия (по мощности, по разгону, по обезвреживанию).

Место каждой ступени САО и их взаимосвязь иллюстрируется на примере построения разветвленной системы аварийной остановки уран-графитового реактора (Табл. 1).

4.2. Выбор структурного построения САО

Каждая система аварийной остановки должна разрабатываться с учетом включения в нее следующих структурных составляющих подсистем: исполнительной, формирования аварийного сигнала, обеспечивающей, тестирования, отображения информации.

Как следует из вышеприведенных принципов и требований, система АО должна быть отдельной. На действующих реакторах она может входить (юридически) в состав системы управления и защиты (СУЗ) и/или автоматизированной системы контроля и управления (АСКУ).

Исполнительная подсистема ПО, которая непосредственно осуществляет защитное действие, должна быть разбита на исполнительные механизмы (группы механизмов). Эта подсистема существенно различается от реактора к реактору и больше, чем какая-либо другая подсистема, характеризует надежность аварийного останова данного АР.

Система формирования аварийного сигнала (иногда называемая управляющей системой)¹, которая служит для приведения в действие исполнительной подсистемы, должна представлять собой совокупность всех электрических и механических устройств и цепей (от датчиков до включающих устройств), которые вырабатывают сигналы, связанные с защитными функциями, и должна выполняться по не менее чем трехканальной схеме.

Основная САО должна строиться традиционно, с развитыми внешними цепями формирования аварийного сигнала.

Дополнительная САО должна использовать автономные устройства формирования аварийного сигнала. Должны быть предприняты активные попытки для придания САО свойств прямодействия, т. е. выполнить формирование аварийного сигнала без внешних цепей, построив его на прямом преобразовании аварийного сигнала в движущую силу или процессы, осуществляю-

¹ Для САО более целесообразно название "подсистема формирования аварийного сигнала", чем часто применяемое "управляющая подсистема", поскольку задача этой подсистемы быстрая и надежная передача аварийного сигнала к исполнительной системе.

щие защитное действие. В зависимости от вида чувствительного элемента и преобразователя прямодействующая АО может входить в состав дополнительной или сверхаварийной САО.

Обеспечивающая система, служащая для снабжения САО энергией, рабочей средой и создания условий для их функционирования, должна включать подсистемы охлаждения, электропитания, вентиляции, и др. Разработка должна вестись с учетом того, что некоторые части обеспечивающей подсистемы теснейшим образом переплетены с исполнительной подсистемой.

При разработке подсистемы тестирования (диагностики) следует предусмотреть выявление всех возможных отказов САО и предусмотреть выдачу сигналов в устройство аварийной регистрации и в систему отображения информации.

САО может иметь подсистему тестирования собственную или включенную в СУЗ или СКУ.

4.3. Выбор параметров

В первую очередь обосновываются контролируемые параметры (виды аварийного сигнала): по мощности реактора и по скорости нарастания мощности (по периоду разгона).

Устанавливаются технологические сигналы, которые должны приводить к срабатыванию каждой САО. Рассматривается возможность формирования сигнала от внешних воздействий.

В случае разветвленной системы АО весьма важным является вопрос о величине аварийной уставки для той или иной ступени АО (пример решения – в Рис. 2 и Табл. I).

Как должны соотноситься разные ступени САО данного реактора?

Самым простым способом остановки реактора явилось бы одновременное срабатывание всех ступеней. Это нецелесообразно, так как для восстановления исходного (взведенного из зоны) состояния для каждой более высокой ступени САО требуется все большее время (для подъема твердого поглотителя требуется только поочередное включение приводов; для удаления поглощающих жидкости или газа нужны насосы, эжекторы и т. п. и уж полная замена требуется при срабатывании прямодействующей САО, например, от расплавления удерживающей вставки).

Другой способ – первоочередное включение САО по командам от соответствующих детекторов – представляется ненадежным ввиду того, что при разгоне и отказе предыдущей ступени нет времени на анализ: сработала или нет (частично или полностью) предыдущая ступень.

Поэтому наиболее целесообразный путь включения ступеней САО – сдвинутые уставки (Рис. 2). Если после достижения аварийной уставки Y_1 аварийный параметр (прежде всего, мощность реактора) стал снижаться, то срабатывание более высоких ступеней и не потребуется. Если же из-за полного или частичного отказа предыдущей ступени аварийный диаметр продолжает расти, достигает уставки Y_2 , то срабатывает вторая ступень САО и т. д.

Возможность срабатывания САО от внешних воздействий (падение самолета, ударная волна и т. п.) в настоящее время пока только прорабатывается.

Следует активно вести разработку автономных преобразователей аварийного сигнала, реагирующих на аварийное изменение режимных параметров и дающих сигнал на срабатывание САО без выхода во внешние (относительно исполнительного механизма) логические цепи.

В традиционных системах аварийной остановки аварийные сигналы от детекторов проходят через усилители, схемы сравнения, преобразователи внешней цепи передачи сигнала, кабели длиной в десятки (и сотни) метров (а также стойки, проходки, клеммные коробки). Такая протяженность линий передачи сигнала создает возможность отказа традиционной САО в виде несрабатывания заметной части исполнительных механизмов по общей причине.

Поскольку неудовлетворительное функционирование САО может быть вызвано неправильным обращением с ней эксплуатационного персонала (например, отключение некоторых каналов системы формирования аварийного сигнала), в настоящее время наряду с повышением ответственности персонала, его квалификации актуальна задача создания САО с автономными формирователями сигнала. В случае снабжения ЯР быстродействующей САО прямого действия практически исключается возможность вывода из строя, что существенно повышает безопасность эксплуатации АЭС. В настоящее время показана принципиальная возможность разработки автономных формирователей аварийного сигнала на основе гамма-детекторов, плавкой вставки, индикатора обезвоживания и др.

Выбор принципа (физического процесса) воздействия на реактивность (поглощение и/или утечка нейтронов, удаление топлива и/или замедлителя, изменение соотношения замедлитель–топливо) производится до разработки САО, но большие трудности реализации САО могут заставить пересмотреть решение.

Применение в САО поглощения нейтронов неделяющимися материалами самый распространенный принцип. Изменение утечки нейтронов применяют в реакторах с малыми активными зонами. Удаление топлива применяют крайне редко из-за высокой напряженности работы тепловыделяющих сборок (даже и без их быстрого перемещения). Удаление замедлителя применяют в

тяжеловодных реакторах в обычных (не быстродействующих) САО. Изменение соотношения замедлитель—топливо применяют в кипящих корпусных реакторах.

На построение САО существенно влияет способ воздействия на состояние реактора:

- изменение количества (ввод-вывод) управляющего (поглощающего, замедляющего, делящегося) вещества;
- изменение соотношения элементов зоны (форма, концентрация, плотность);
- изменение параметров элементов зоны (при немеханическом воздействии);
- отключение стороннего источника нейтронов.

Более всего применяют первый способ, особенно в основной САО. Но в дополнительных САО и для некоторых реакторов применяют и остальные способы.

Еще более на САО влияет агрегатное состояние управляющего вещества: твердое, сыпучее, жидкое, газообразное, комбинированное.

Агрегатное состояние управляющего вещества дает наибольшее разнообразие технических решений САО, поэтому его принимают как базовый признак и говорят: "твердотельная САО", "жидкостная САО", "газовая САО" и т. п.

Исключительно важно место размещения управляющего вещества (рабочих органов, приводов): непосредственно в зоне, в каналах, в топливе, в отражателе.

Место размещения управляющего вещества или пространство его ввода в активной зоне чаще всего оказывается самым главным при решении вопросов о САО, о количестве органов, о числе ступеней САО, о принципах и способах останова. Решается этот вопрос методом последовательных приближений конструкторами реактора, физиками, специалистами по управлению и др.

На конструктивные особенности САО также влияет:

- дискретность рабочих органов (одиночные, групповые);
- средства ввода в зону (движущая сила, отключатели, ускорители);
- тип привода (электромеханический, электромагнитный, гидравлический, пневматический).

И условия окружающей среды: материал, параметры зоны, способ охлаждения.

Конструктивные особенности и условия окружающей среды более всего учитываются в работе создания исполнительной системы АО.

Концепция построения исполнительной системы АО включает выбор места (пространства) ввода, источника энергии для перемещения, ускорения

и торможения исполнительного органа (средства) АО, охлаждения, способа повышения статической и скоростной эффективности, снижения отрицательных воздействий на размножающие свойства активной зоны, способов определения крайних положений управляющего вещества.

Представленную логику реализации можно продолжить, учитывая детали особенности исполнительных органов и других элементов АО. Предложенные принципы реализации позволяют при необходимости получить любую степень детализации характеристик САО.

5. ВЫВОДЫ И ПРЕДЛОЖЕНИЯ

Предложена концепция разработки систем остановки ядерных реакторов, включающая основные принципы построения, основные требования к системам аварийной остановки и развернутую логику реализации.

Хотя рассмотренные концепции САО формировались при разработке САО конкретных реакторов, применение настоящей концепции целесообразно для всех реакторов, прежде всего, реакторов атомных станций.

Настоящий материал может послужить основой для разработки соответствующего нормативного документа МАГАТЭ.

На основе ревизии существующих норм и правил по безопасности, обобщения мирового опыта создания аварийных защит, с учетом рассмотренной концепции разработки систем аварийной остановки, целесообразно разработать соответствующий(е) нормативный(е) документ(ы) МАГАТЭ.

Необходимы следующие нормы и правила:

- по остановке энергонесущих объектов;
- по остановке ядерных реакторов;
- по исполнительным подсистемам остановки;
- по подсистемам формирования аварийных сигналов;
- по тестированию и отображению информации.

ЛИТЕРАТУРА

- [1] Международное агентство по атомной энергии, Основные принципы безопасности АЭС, Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности, Серия изданий по безопасности №75 INSAG-3, МАГАТЭ, Вена (1988).
- [2] Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ-88), ПНАЭ Г-1-011-89, Москва (1990) 63.
- [3] Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций, ПБЯ РУ АС-89, Москва (1990) 58.

Появление такой нормативной базы облегчило внедрение новых микропроцессорных систем в АСУ реакторных установок. Куда были интегрированы не только новые программы физических и теплогидравлических расчётов, но и технические средства, ставшие итогом долговременного сотрудничества с Westinghouse. Теперь по прошествии

20 лет мы можем не только сожалеть, что в стране потеряны темпы, которыми раньше умели справляться и с более сложными задачами, но и гордиться тем, что на нескольких блоках РБМК, в первую очередь на Курской и Ленинградской АЭС, установлены системы управления, контроля и защиты, не уступающие лучшим мировым образцам.

Следует учесть, что мероприятия по повышению безопасности совпали с периодом необходимости замены топливных каналов (ТК). Хорошо изученная ещё на промышленных аппаратах проблема распухания графита, вместе с данными по формоизменению труб из сплава циркония на АЭС, позволяла уверенно прогнозировать момент, когда трубы должны быть заменены на новые. Как без опасности их такой посадки на графит, при которой извлечение может приводить к повреждению ТК, так и для восстановления нормальных зазоров между ТК и графитовой кладкой. Представление об этом круге наших забот даёт статья о выполнении замены ТК на первом энергоблоке ЛАЭС.

УДК 621.039.5.004.6

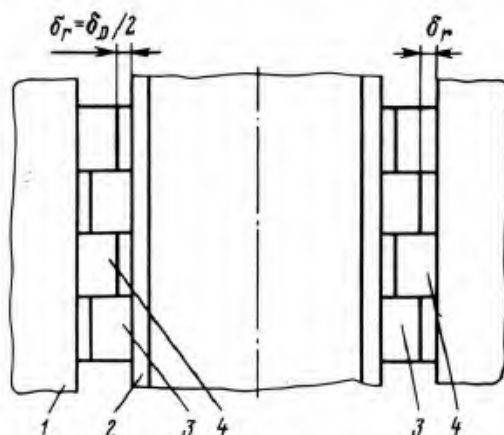
ЗАМЕНА ТОПЛИВНЫХ КАНАЛОВ НА 1-м ЭНЕРГОБЛОКЕ ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС

Адамов Е.О., Балдин В.Д., Родченков Б.С., Черкашов Ю.М. (НИКИЭТ),
Гарусов Ю.В., Еперин А.П., Лебедев В.И., Павлов М.А. (ЛАЭС)

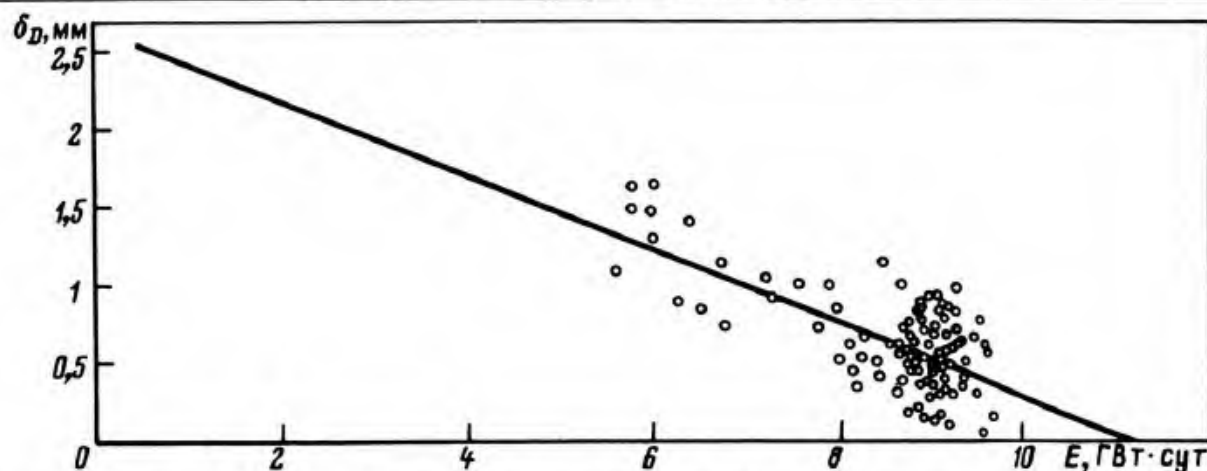
На 1-м энергоблоке Ленинградской АЭС закончился первый этап реконструкции, целью которой является приведение состояния оборудования и систем в соответствие с современными требованиями нормативных документов по безопасности. Одновременно впервые на РБМК были восстановлены диаметральный зазор между топливными каналами (ТК) и графитовой кладкой путем их замены и расточки отверстий графитовых блоков.

Как известно, центральная часть трубы ТК РБМК, в которую загружается ТВС, изготавливается из сплава циркония с 2,5 % ниобия. Для отвода тепловыделения от графита к теплоносителю в районе активной зоны ТК оснащен графитовыми кольцами твердого контакта (рис. 1).

В процессе эксплуатации РБМК под действием облучения быстрыми нейтронами, температуры и давления теплоносителя изменяется форма канальных труб, графитовых блоков и колец за счет явлений ползучести и радиационного роста. Для трубы ТК это выражается в виде ее удлинения и увеличения диаметра. Изменение формы графитовых блоков и кладки в целом носит более сложный характер, однако в первые 20 лет эксплуатации реактора по основным геометрическим размерам оно сводится к уменьшению диаметра отверстия и высоты графитового блока. В конечном итоге в этот период сокращается диаметральный зазор ТК—графитовая кладка и уменьшается высота колонн графита (рис. 2). При проектировании реактора на основании имевших-



Р и с. 1. Канальная труба (2) с графитовыми кольцами (3, 4) и блоком (1); диаметральный зазор исходный 2—3,46, к началу ремонта 0—1, после ремонта 2,7—4,16 мм



Р и с. 2. Изменение зазора труба ТК—графитовые кольца—графитовый блок в доремонтный период эксплуатации реактора: $\circ$ — расчет, — — — аппроксимация

ся тогда сведений о свойствах циркониевых труб и графита, а также нейтронно-физических и тепловых расчетов номинальный диаметральный зазор был установлен равным 3 мм.

Реакторные исследования выявили превышение фактической плотности потока быстрых нейтронов над расчетной. Поэтому при наиболее неблагоприятном сочетании исходных свойств материалов конструкций, их размеров и условий эксплуатации к 15 годам работы реактора в некоторых ячейках может исчезнуть зазор. При дальнейшей эксплуатации последует увеличение площади контакта циркониевой трубы и графита. Это в свою очередь может привести к дополнительным напряжениям в графитовых блоках, их преждевременному растрескиванию, искривлению кладки в целом и как следствие сокращению срока службы реактора.

Похожая ситуация, только связанная с осевой ползучестью циркониевых каналов, наблюдалась на канадских реакторах CANDU. Увеличенная осевая деформация труб давления привела к исчерпанию осевых зазоров, необходимости остановки реактора и ремонта.

Опыт эксплуатации канальных водографитовых реакторов и расчетные исследования показывают, что при приемлемом температурном режиме графитовой кладки РБМК-1000 срок ее службы может быть повышен до 35—40 лет, т.е. на 5—10 лет больше проектного. Это может быть достигнуто, в частности, за счет восстановления диаметрального зазора ТК—кладка путем замены ТК на новые и расточки отверстий блоков.

На основании исследования формоизменения ТК и кладки 1-го энергоблока ЛАЭС был сделан прогноз кинетики изменения диаметрального зазора, показавший, что к середине 1989 г. в некоторых ячейках может наступить локальный контакт. В 1987—1989 гг. проводилась организационно-техническая подготовка к ремонту и в 1989 г. было принято решение об его проведении. Энергоблок был остановлен 28 июля 1989 г.

Удовлетворительная радиационная обстановка, высокие темпы замены ТК, возможность снижения общего объема подготовительно-заклучительных работ и, главное, возможность параллельной модернизации оборудования, направленной на повышение безопасности, показали целесообразность полной замены ТК за одну остановку реактора, а не в течение нескольких плановых ремонтов, как это предусматривалось ранее.

Подготовка и проведение ремонта. Конструкцией топливной ячейки РБМК предусмотрена возможность пятикратной замены канала. На всех АЭС с РБМК есть необходимая документация и оборудование, позволяющие вырезать и устанавливать единичные каналы. Единовременное восстановление зазора ТК—кладка во всех ячейках реактора выдвинуло дополнительные требования, обусловленные масштабом работ, характером перегрузки топлива и состоянием подготовки необходимых для этих работ систем реактора.

Наряду с обеспечением нужного качества ремонта немалую роль в его подготовке сыграло и требование максимального снижения дозозатрат и сокращения продолжительности остановки. Все это потребовало осуществления комплекса подготовительных мероприятий, которые касались разработки документации, обучения персонала, подготовки помещений, а также реакторного и ремонтного оборудования. Большое внимание было уделено ядерной и радиационной безопасности. Ядерно-опасные работы — замена дополнительных поглотителей, перегрузка ТВС, опорожнение контура СУЗ и барабана-сепаратора выполнялись в соответствии с Техническим решением о выполнении ядерно-опасных работ. Перегрузки ТВС планировали по графику поцикловой замены по 70—105 шт. ТВС первого цикла (72 шт.) были выгружены в бассейн выдержки. После замены ТК первого цикла в них загружали ТВС из каналов второго цикла, при этом энерговыработка загружаемой ТВС должна была отличаться от энерговыработки выгруженной из данной ячейки не более чем на 100 МВт·сут. Такой порядок обеспечивает почти неизменные нейтронно-физические характеристики реактора. Ядерную безопасность в соответствии с последними нормативными требованиями контролировали расчетно-экспериментальными методами.

Поскольку для проведения ремонта необходима подкритичность не менее 2 %, число дополнительных поглотителей в активной зоне было увеличено с 80 до 94. Подкритичность реактора при взведенном 21 стержне аварийной защиты и погруженных всех остальных стержнях СУЗ увеличилась до 2,08 %, а в процессе ремонтных работ она была повышена до 2,3 %.

После выгрузки ТВС ремонт ячеек одного цикла включал в себя следующие основные этапы:

- отсоединение каналов от контура многократной принудительной циркуляции (КМПЦ) путем закрытия запорно-регулирующих клапанов и установки заглушек в барабаны-сепараторы, осушение каналов;

- демонтаж конструкций гнезд крепления подвески ТВС, преграждающих доступ сверху к ТК, срезка нижних сварных швов, герметизирующих канал со стороны КМПЦ и реакторного пространства;

- обрезку верхних соединений каналов с опорными конструкциями и “подрыв” каналов с посадочных гнезд;

- извлечение каналов и их переработку;

- расточку, осмотр и измерение диаметра отверстий графитовых блоков;

- установку новых ТК;

- подготовку к сварке, сварку и контроль верхних и нижних сварных соединений ТК;

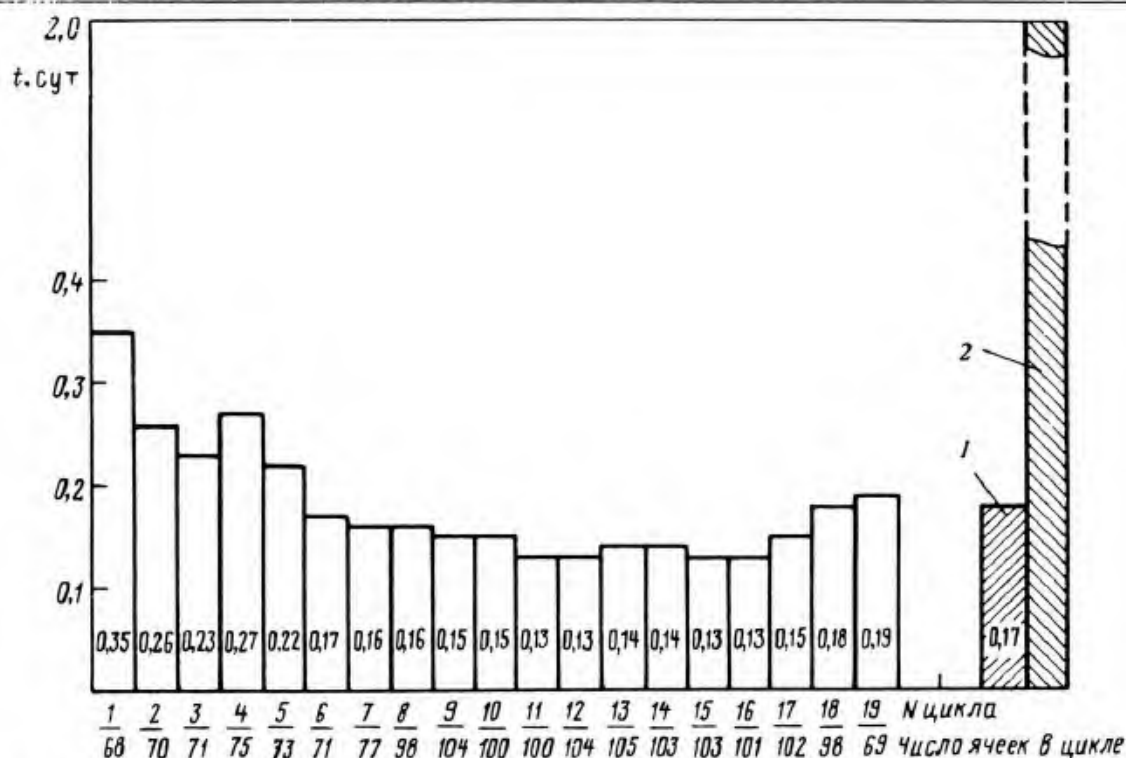
- испытания на гелиевую плотность сварных соединений, герметизирующих реакторное пространство;

- установку, приварку и контроль конструкций гнезд крепления подвесок ТВС;

- подсоединение ТК к КМПЦ и загрузку в них ТВС.

При ремонте первых 700 ячеек местом хранения извлекаемых ТК был бассейн выдержки. При этом в связи с недостаточной для всей длины ТК глубиной бассейна нижнюю часть канала длиной около 3 м отрезали специальным устройством из комплекта разгрузочно-загрузочной машины. К окончанию ремонта 700 ячеек была введена в действие система рубки и измельчения каналов, с помощью которой “откусывалась” нижняя метровая часть извлеченного из реактора ТК, снимались графитовые втулки и кольца, сплющивалась и рубилась средняя циркониевая часть на участки длиной по 0,4 м и сбрасывалась в хранилище. Верхняя и нижняя части ТК, изготовленные из коррозионно-стойкой стали, направлялись на дезактивацию. Применявшийся во время ремонта режим продувки реакторного пространства воздухом обеспечивал поддержание в нем небольшого разрежения.

Для выполнения ремонта были сформированы на принципах подряда круглосточно работающие бригады численностью в каждом цикле около 150 чел. С начала 1990 г. был дополнительно привлечен персонал для рубки ТК и дезактивации их стальных частей.



Р и с. 3. Изменение продолжительности ремонта ячейки в процессе восстановления зазоров ТК—кладка: 1, 2 — средняя продолжительность ремонта одной ячейки ЛАЭС и замены одной трубы на АЭС "Пиккеринг-1, -2" соответственно

Из графика, приведенного на рис. 3, следует, что по мере отработки и оптимизации технологического процесса продолжительность работ по ремонту одной ячейки начиная с шестого цикла стабилизировалась. Продолжительность ремонта в основном определяли работы, выполнявшиеся в центральном зале. Расчетная продолжительность работ по восстановлению зазора ТК—кладка составляла 341 сут. Постоянная оптимизация отдельных звеньев процесса и максимальное совмещение операций позволили сократить сроки замены каналов до 291 сут. Минимальные затраты времени на ремонт одной ячейки составили 3,12 ч. Фактическая численность ремонтного персонала была также уменьшена по сравнению с расчетной более чем в 2 раза.

Анализ ремонта первого энергоблока АЭС выявил резервы для дальнейшей оптимизации процесса. Среди основных направлений совершенствования технологического процесса можно назвать следующие:

для операций, выполняемых в центральном зале, — оптимизацию работ по перемещению грузоподъемными средствами длинномерного оборудования и более полное совмещение операций в целях сокращения критического пути процесса;

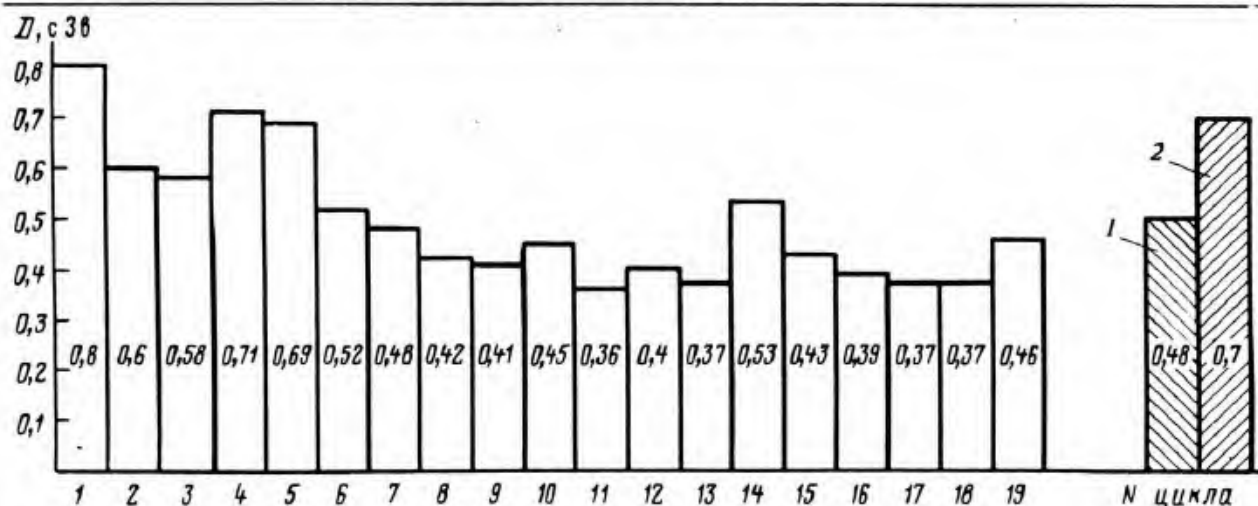
для операций, выполняемых в подреакторном помещении, — облегчение работ с ремонтным оборудованием в "потолочном" положении, автоматизацию работ в затесненных зонах, роботизацию операций по удалению участков коммуникаций с повышенной мощностью γ -излучения;

для переработки и захоронения отходов — заблаговременное проектирование и создание хранилищ, рассчитанных на проведение ремонта на всех энергоблоках АЭС.

Необходимо также продолжить работы по повышению ресурса и надежности эксплуатации ремонтного оборудования.

Наиболее эффективное решение перечисленных проблем может быть достигнуто при наличии специализированной организации, ответственной за подготовку и проведение ремонта и осуществляющей свою деятельность в тесном взаимодействии с АЭС.

Радиационная обстановка и дозозатраты. Радиационную обстановку в помещениях и около оборудования КМПЦ после остановки реактора на ремонт формировало



Р и с. 4. Изменение удельных дозозатрат по γ -излучению в процессе восстановления зазора ТК—кладка: 1, 2 — средние дозозатраты на ремонт одной ячейки на ЛАЭС и замены одной трубы на АЭС "Пиккеринг-1, -2" соответственно

γ -излучение радиоактивных продуктов коррозии конструкционных материалов основного технологического контура. Во время ремонта мощность дозы на основной площади центрального зала на уровне 1,5 м от пола составляла $(0,5 - 15) \cdot 10^{-2}$ мкЗв/с, в основных помещениях КМПЦ — до 1,5 мкЗв/с. В отдельных точках в основном подреакторного помещения она была в 10 раз выше.

До начала ремонта персонал станции выполнил комплекс подготовительных мероприятий, который включал двойную кислотную дезактивацию КМПЦ, монтаж систем отсоса графитовой пыли и создания разрежения в реакторном пространстве, застилку пола центрального зала и подреакторного помещения пластиком, установку свинцовой защиты на U-образные элементы трубопроводов подвода воды к ТК, очехловку извлекаемых ТК полиэтиленовой пленкой. Радиационную обстановку в процессе ремонта постоянно контролировали и выполняли меры по снижению мощности дозы в зонах производства работ. В начале ремонта для улучшения радиационной обстановки в подреакторном помещении включали ГЦН. При этом за счет циркуляции теплоносителя ликвидировались локальные скопления продуктов коррозии в контуре. В дальнейшем была установлена продувка трубопроводов подвода воды. По мере замены облученных каналов на новые мощность дозы излучения в рабочих зонах уменьшилась. Это позволило отказаться от включения ГЦН.

Перечисленные меры в совокупности с оптимизацией ремонта привели к стабилизации удельных дозозатрат. Удалось добиться уменьшения их значений приблизительно в 3 раза по отношению к расчетным. Фактические средние дозозатраты составили $4,8 \cdot 10^{-3}$ Зв на ячейку. Динамика их изменения по циклам представлена на рис. 4. Целесообразно отметить, что один из основных факторов, который позволил уменьшить удельные дозозатраты по сравнению с АЭС "Пиккеринг", — проектная радиационная защита РБМК, расположенная между узлами активной зоны и работающим персоналом.

Исследование взаимодействия ТК и графитовых блоков. На ЛАЭС впервые появилась возможность проведения широкомасштабных исследований формоизменения ТК и графитовой кладки, анализ результатов которых позволит уточнить сроки проведения ремонта других энергоблоков. Состояние взаимодействия каналов с графитовой кладкой оценивали по измерению их размеров, усилий извлечения каналов, анализу особенностей процесса извлечения, а также осмотру поверхности отверстий графитовых блоков. Ввиду невозможности непосредственного измерения диаметрального зазора его рассчитывали по замерам внутреннего диаметра канала и отверстий графитовых блоков. Изменение диаметра труб по высоте активной зоны для большинства

труб имеет "двугорбый" вид. В центре зоны в месте стыка верхней и нижней ТВС наблюдается минимальное увеличение внутреннего диаметра труб. Наибольший темп сокращения диаметра отверстий графитовых колонн приходится на 7—10-й блоки снизу. Высотное распределение деформации ТК и отверстий колонн соответствовало распределению нейтронного потока.

Что касается деформации отдельных графитовых блоков, то наибольшая усадка наблюдается в средней части и на уровне перехода цилиндрической поверхности в коническую.

Необходимо отметить, что при уменьшении зазора до значения, близкого к нулевому, измерение диаметра отверстий графитовых блоков не может точно соответствовать его истинному, поскольку при извлечении ТК с усилием более 6—10 т происходит частичная калибровка отверстий блока графитовыми кольцами. На результатах расчетной оценки остаточного зазора сказывается также погрешность, связанная с отличием фактической толщины стенки трубы и толщины графитовых колец от их номинальных значений. Максимальный зафиксированный внутренний диаметр трубы ТК составил 81,68 мм, минимальный диаметр отверстия графитового блока — 112,4 мм при номинальных проектных 80 и 114 мм соответственно.

Расчеты, выполненные по разным методикам с учетом перечисленных погрешностей, показали, что к началу ремонта в части ячеек (от 30 до 250 в зависимости от методики расчета) достигнут локальный контакт в системе циркониевая труба—графитовое кольцо — графитовый блок. Свидетельством локального контакта в некоторых ячейках явились и результаты сравнительного анализа фактических и расчетных данных по условиям извлечения. Анализ усилий извлечения ТК и профилограмм измерения диаметра показал, что максимальные усилия, зафиксированные во время перемещения ТК на высоту 1,5—2 м, соответствуют прохождению участков блоков с минимальным диаметром отверстий. В 25 % ячеек каналы извлекались с усилием 8—10 т. Из расчетов прочности следует, что такое усилие свидетельствует о наличии локальных контактов между трубой ТК и графитовым блоком.

Графитовые кольца удерживаются на трубе канала, опираясь на втулку, которая крепится к трубе штифтом. При ремонте 33 ячеек каналы были извлечены из них без графитовых колец. При этом штифты крепления упорной втулки оказались срезанными. Анализ показал, что по мере увеличения энерговыработки вклад числа ТК, извлекаемых без колец, в общее количество ячеек с данной энерговыработкой растет. Отмеченная закономерность указывает на связь срыва колец с исчерпанием зазора и появлением дополнительных контактных нагрузок при извлечении ТК, приложенных к нему выше места расположения штифтов.

Несмотря на локальный контакт, при осмотре телеустановкой графитовых блоков трещины в них не обнаружены. Это может свидетельствовать о том, что контактные напряжения не достигли порогового значения, при котором начинается растрескивание графитового блока.

Изменение уровня безопасности эксплуатации реактора в результате ремонта. В процессе ремонта изменились некоторые размеры конструкций, что, очевидно, отразилось на работоспособности внутренних узлов реактора, а также теплотехнических характеристиках активной зоны.

Ликвидация накопленных эксплуатационных изменений формы конструкций привела к исключению возможности заклинивания каналов с возникновением дополнительных нагрузок на конструкции. В связи с тем, что диаметр новых каналов меньше облученных, улучшились условия охлаждения ТВС. Очевидно, что следствием замены каналов на новые должно стать снижение вероятности их разгерметизации. Проведенные расчеты показали, что внесенные изменения почти не отразились на нейтронно-физических характеристиках реактора. В целом перечисленные факторы свидетельствуют о повышении уровня безопасности эксплуатации реактора.

Заключение. В период с 28 июля 1989 г. по 23 июня 1990 г. на 1-м энергоблоке ЛАЭС были восстановлены диаметральные зазоры между топливными каналами и графитовыми блоками. Постоянная работа по оптимизации технологического процесса ремонта существенно уменьшила его продолжительность, а также ремонтный персонал. Выявлены возможности дальнейшего совершенствования технологического процесса.

Измерения и исследования подтвердили наличие к началу ремонта в части ячеек реактора локального контакта в системе труба ТК—графитовое кольцо—графитовый блок. При этом контактные напряжения не достигли значений, при которых начинается растрескивание графитового блока.

Опыт ремонта показал, что полная замена каналов и калибровка графитовых блоков может быть совмещена с модернизацией оборудования и реконструкцией энергоблока и выполнена в приемлемые сроки. В результате ремонта ресурс графитовой кладки увеличен до 35—40 лет, что может существенно улучшить технико-экономические показатели энергоблока. Внесенные в процессе ремонта конструкционные изменения положительно сказались на безопасности работы реактора за счет ликвидации накопленных эксплуатационных изменений формы конструкций и замены самих конструкционных элементов.

Несомненно, что опыт, приобретенный при замене ТК, является полезным для всех АЭС с РБМК, на которых в будущем предстоит выполнить эту работу.

Поступила в Редакцию 2.08.91

Подобными публикациями мы стремились, в том числе, развеять непонятно откуда появившиеся мифы о якобы конструктивном недостатке, неожиданно выявленном в РБМК. Проект на самом деле предусматривает возможность произвести до 7 замен каждого из каналов, так что содержит по отношению к этой операции даже некоторую избыточность. С каналами для персонала АЭС существует полная ясность. Чего, к сожалению, мы не можем сказать по отношению собственно к графиту. Окончательное суждение о ресурсе работоспособности которого отсутствует и по сию пору. Можно только с удовлетворением констатировать, что ресурс этот существенно превышает ранее назначенные в проекте 30 лет. Но насколько — ещё подлежит уточнению.

Время завершения основных работ по анализу причин и выполнению необходимых мер повышения безопасности АЭС с реакторами РБМК совпало с пятой годовщиной аварии. Тогда же были и подведены некоторые итоги (тот же Париж, 1991 г.). Однако только доклад на конференции МАГАТЭ по истечении 10 лет после аварии можно считать итоговым по этой проблеме.



Министерство Российской Федерации
по атомной энергии

ПРИЧИНЫ АВАРИИ НА ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС: ОБЗОР ИССЛЕДОВАНИЙ ЗА 10 ЛЕТ

НИКИЭТ

Адамов Е.О., Черкашов Ю.М., Подлазов Л.Н.,
Никитин Ю.М., Стенбок И.А., Новосельский О.Ю.,
Ионов А.И.

**РНЦ "Курчатовский
институт"**

Пономарев-Степной Н.Н., Бурлаков Е.В.,
Малкин С.Д., Краюшкин А.В., Бабайцев М.Н.,
Чечеров К.П.

ВНИИАЭС

Абагян А.А., Васекин В.Н., Кисиль И.М.

**Международная конференция МАГАТЭ
"Чернобыльская авария - 10 лет спустя:
Аспекты ядерной безопасности"**

Вена, Австрия
1-3 апреля 1996 г.

1. Введение

Минуло 10 лет с момента аварии на 4-м блоке Чернобыльской АЭС. За это время многие исследователи в России и за рубежом занимались изучением причин аварии. В настоящем докладе представлен обзор работ, выполненных за 10 лет. Исследования российских специалистов за 1986-1990 гг. представлены в докладе /6/ на конференции Европейского ядерного общества в марте 1991 года в Париже.

2. Общая характеристика программы испытаний

Авария произошла при проведении испытаний режима выбега турбогенератора № 8 блока № 4 Чернобыльской АЭС с нагрузкой собственных нужд.

Целью проведения этих испытаний была проверка возможности продления принудительного расхолаживания реактора при обесточивании АЭС.

В 1982 г. на Чернобыльской АЭС были проведены соответствующие испытания на 3-м энергоблоке, которые показали, что для поддержания приемлемой величины электрического тока, вырабатываемого за счет выбега ТГ, в течение заданного времени необходима доработка системы возбуждения ТГ. Дополнительные испытания с модернизированным блоком выбега проводились в 1984 и 1985 гг. Программами 1982 и 1984 гг. предусматривалось подключать к выбегающему ТГ по одному ГЦН с каждой стороны реактора, а программами 1985 и 1986 гг. - по два ГЦН. Программами 1984, 1985 и 1986 гг. предусматривалось отключение САОР ручными задвижками. Главная идея программы испытаний была подчинена, возможно, более реалистической проверке этого режима. Программа была неудовлетворительна в части соблюдения мер безопасности и, прежде всего, соблюдения требований по регламенту вывода блока на мощность при ее провале, обеспечении минимально допустимого оперативного запаса реактивности (ОЗР), отключения аварийных защит и систем безопасности на работающем энергоблоке.

Особенностями режима испытаний являлись низкий уровень мощности, увеличенный расход теплоносителя через реактор и незначительный недогрев теплоносителя до температуры кипения на входе в активную зону. Эти факторы, как оказалось, имели прямое отношение к масштабу проявившихся при испытании эффектов.

3. Хронология технологического процесса 25-26.04.86 на 4-м блоке ЧАЭС

Ниже приводится последовательность событий на четвертом блоке ЧАЭС с момента начала разгрузки блока в 01.00' 25 апреля 1986 г. до момента прекращения регистрации программой ДРЕГ в 01.23'49" 26 апреля 1986 г. Приведенная последовательность основана на данных регистрации программы ДРЕГ, телетайпа и записей в оперативном журнале.

4. Анализ имеющейся информации

Ниже приводится обсуждение фактических данных, важных для моделирования развития аварии.

Изменение тепловой мощности и оперативного запаса реактивности от момента начала разгрузки энергоблока 25.04.86г. до начала разгона реактора, восстановленные по данным программы ПРИЗМА и записям в оперативных журналах, приведены на рис. 4.1.

Величина оперативного запаса, рассчитанная после аварии по данным программы ПРИЗМА, составила 1,9 стержней РР при использовании стандартной кривой высотного энергораспределения и 6-8 стержней РР - при использовании фактической кривой энергораспределения. Столь глубокое снижение ОЗР было связано с имевшим место темпом снижения мощности на реакторе, когда оператору не удалось зафиксировать ее на уровне, необходимом для проведения эксперимента. Согласно регламентным требованиям ОЗР должен быть не менее 15 стержней.

Уменьшение расхода питательной воды при большом общем расходе теплоносителя через контур привело к снижению недогрева до кипения на входе в ГЦН и активную зону.

Суммарный сигнал мощности по БИК в процессе эксперимента до момента срабатывания АЗ-5 в 01.23'39" не изменялся. После АЗ-5 наблюдалось небольшое кратковременное уменьшение мощности, вслед за которым начался ее рост /21/. В 01.23'41" телетайпом вновь был зафиксирован сигнал аварийной защиты, а к 01.23'43" сформировались сигналы АЗМ и АЗС по всем камерам БИК.

Достижение уставки АЗМ означает, что сигнал БИК увеличился до уровня 2.5 раза от исходного (с 7 до 17%).

Время от момента закрытия СРК до отключения электропитания ГЦН, подключенных к выбегающему ТГ, со-

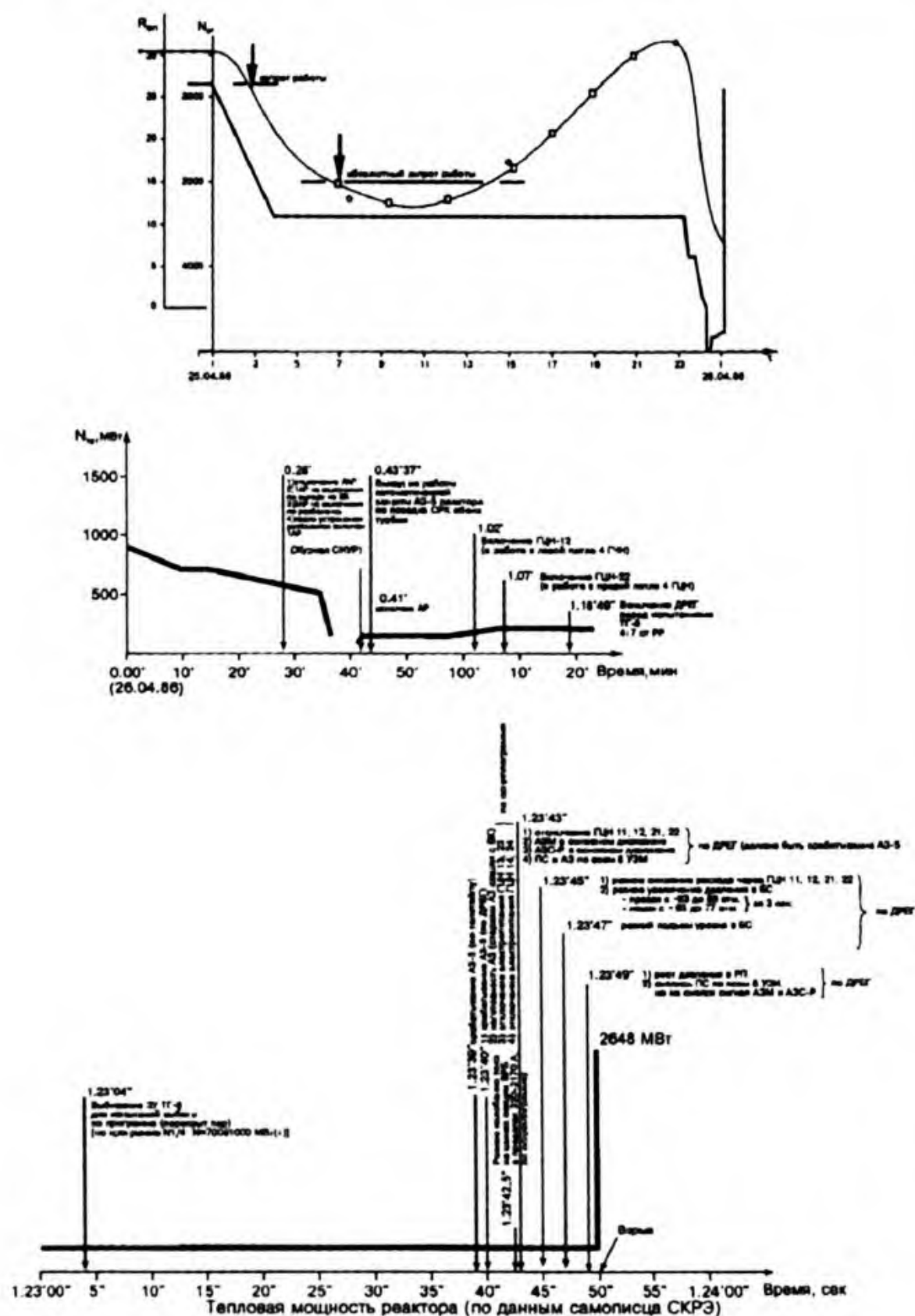


Рис. 4.1. Изменение тепловой мощности и оперативного запаса

ставляло 36,2 с по данным осциллографа, фиксирующего электрические параметры ГЦН.

Согласно алгоритмам работы оборудования, в режиме АЗ-5 на мощности ниже 30% после появления аварийного сигнала начинают автоматически прикрываться ДРК на напорах ГЦН.

При привязке к реальному времени параметров, зарегистрированных программой ДРЕГ, необходимо учитывать задержки, обусловленные циклической работой этой программой, имеющей низкий (7-й) приоритет, а также запаздывания в измерительных каналах /24/.

Например, появление сигналов, свидетельствующих о разрушении активной зоны, относится к моменту 01.23'49". Поскольку длительность цикла работы ДРЕГ составляла в это время приблизительно 2 с, зарегистрированный в 01.23'49" сигнал "рост давления в РП", должен быть отнесен к интервалу 01.23'47"-01.23'49". В качестве вторичного показывающего и сигнализирующего прибора о повышении давления в РП использовался КВД1-517 со шкалой 0-0,4 кгс/см² и временем пробега шкалы 5 с. Так как уставка АЗ по давлению в РП была равна 1,5 м вод.ст., то время достижения этой уставки оценивается в 2 с /25/. Таким образом, начало разрушения ТК может быть отнесено ко времени между 01.23'45" и 01.23'47" без учета инерционности датчиков давления.

Изучение конечных положений стержней СУЗ по датчикам сельсинов показало, что около половины стержней остановились на глубине от 3,5 до 5,5 м.

До момента окончания регистрации падения давления в контуре циркуляции не зарегистрировано.

Характер разрушения реактора указывает на то, что всплеск мощности был смещен на правую половину. Этот факт коррелирует с большим ростом давления на этой половине.

Очевидцы аварии отмечали, что в ходе аварии было слышно два взрыва. Первый взрыв был похож на выброс пара в атмосферу. Второй взрыв сопровождался выбросом горящих фрагментов и разрушением здания реактора.

5. Обзор предшествующих работ

5.1. Первый этап изучения причин аварии на ЧАЭС

Анализ, в котором воспроизводилась общая картина аварии на основе так называемой интегральной модели реактора (ИМ), был представлен специалистами ИАЭ им. И.В.Курчатова в Вене в 1986г. /1/. В ИМ использовалась точечная модель нейтронной кинетики. Коэффициенты реактивности и положительный выбег от ввода стержней СУЗ были получены с помощью упрощенных пространственных моделей. Термогидравлика активной зоны описывалась двумя параллельными каналами: по одному на каждую петлю

циркуляции. Моделирование было начато за 4 мин 40 с до момента аварии. Расчеты показали резкий рост мощности в 1.23'40". Через 4 с рост мощности был остановлен Допплер-эффектом. Величина нейтронной вспышки достигла 100 номиналов. Реактивность составила около 2β , а энтальпия топлива - 326 кал/г, что достаточно для фрагментации топлива.

Было предположено, что в этот момент происходит фрагментация топлива и теплоноситель выбрасывается из активной зоны. В результате реактивность вновь выросла до 3β , что дало второе увеличение мощности до 470 номиналов.

Поведение интегральных параметров реакторной установки, действия операторов и автоматики энергоблока в полном объеме были детально обсуждены в отчете Курчатовского института /2/.

В отчете анализировались различные версии начальной фазы аварии.

По мнению авторов работы /2/, наиболее вероятной явилась версия с положительным выбегом реактивности при вводе стержней СУЗ из верхнего положения.

В этой работе было рекомендовано использовать трехмерные пространственные модели для описания аварии.

Кроме исследований по ИМ, в НИКИЭТ и ВНИИАЭС были проведены работы с использованием одномерных моделей.

В докладе, представленном в МАГАТЭ в 1986 г., сделан следующий вывод:

"Первопричиной аварии явилось крайне маловероятное сочетание нарушений порядка и режима эксплуатации, допущенных персоналом энергоблока."

"Катастрофические размеры аварии приобрела в связи с тем, что реактор был приведен персоналом в такое нерегламентное состояние, в котором существенно усилилось влияние положительного коэффициента реактивности на рост мощности."

Описанные исследования можно считать 1-м этапом изучения причин аварии на ЧАЭС.

5.2. Второй этап изучения причин аварии на ЧАЭС

Трехмерное моделирование аварии проводилось тремя группами советских специалистов /3,4,5/. Каждая группа использовала свою трехмерную модель: TRIADA /3/, TREP+DIKRUS /5/, STEPAN+KOBRA /4/. Результаты этих работ были суммированы в докладе /6/.

Время	События
	25 апреля 1986 года.
01.00'	Блок на мощности $N(t)=3100$ МВт, $N(z)=930$ МВт.
01.06'	Начало разгрузки энергоблока; оперативный запас реактивности (ОЗР) равен 31 стержню ручного регулирования (РР).
03.45'	Начата замена состава газовой продувки графитовой кладки реактора с азотно-гелиевой смеси на азот.
03.47'	Тепловая мощность реактора 1600 МВт.
07.10'	ОЗР равен 13,2 стержня РР.
13.05'	Отключен от сети ТГ-7; $N(t)=1600$ МВт, $N(z)_{ТГ-8}=450$ МВт.
14.00'	САОР отключена от контура циркуляции.
15.20'	ОЗР равен 16,8 стержня РР.
18.50'	Нагрузка оборудования собственных нужд, не участвующего в испытаниях, переведена на электропитание от рабочего трансформатора Т-6.
23.10'	Продолжена разгрузка энергоблока, ОЗР равен 26 стержням РР.
	26 апреля 1986 года.
00.05'	Тепловая мощность реактора 720 МВт.
00.28'	При тепловой мощности реактора около 520 МВт оператор отключил локальный регулятор мощности (ЛАР); Автоматические регуляторы мощности основного диапазона (1АР, 2АР) включить не удалось из-за выхода на верхний концевик АР-1 и невключения АР-2 из-за недопустимого разбаланса токов БИК и Зад.М. Снижение СИУРом уставки АР кнопкой "быстрое снижение мощности" не предотвратило уменьшения нейтронной мощности практически до нуля. Подъем мощности начат через 4-5 мин.
00.34'03"	Тепловая мощность реактора восстановлена до 160 МВт.
с 00.41' до 01.16'	Отключение от сети ТГ-8 для снятия вибрационных характеристик на холостом ходу.
00.43'37"	Выведена из работы аварийная защита по отключению обоих ТГ.
с 00.43'37" до 01.18'52"	Отмечены отклонения уровня в барабанах-сепараторах (БС) за пределы срабатывания аварийной защиты "-600 мм" (аварийная установка понижения уровня была остановлена на уровне "-1100 мм"). В 01.06' повышен расход питательной воды до 1200-1400 т/ч для восстановления уровня в БС.
01.03'	Тепловая мощность реактора поднята до 200 МВт, электрическая нагрузка ТГ-8 - 40 МВт.
01.03'	Включен в работу ГЦН12.
01.07'	Включен в работу ГЦН22.
01.09'	Снижен расход питательной воды до 90 т/ч по правой стороне и до 180 т/ч по левой стороне при общем расходе по контуру 56000-58000 м ³ /ч. В результате температура на всасе ГЦН составила 280,8°С (левая сторона) и 283,2 °С (правая сторона).

Время	События
01.18'52"	Сигнал МПА (по ДРЕГ). Причина не установлена.
01.22'30"	Произведена запись параметров системы централизованного контроля (СЦК "СКАЛА") на магнитную ленту.
01.23'04"	По команде ключом ЗУ закрыты стопорно-регулирующие клапаны (СРК) турбины № 8. Начался ее выбег. Нажата кнопка МПА. По программе испытаний кнопка МПА должна быть нажата одновременно с ключом ЗДУ. Однако документальная фиксация отсутствует.
01.23'39" (по телетайпу)	Зарегистрирован сигнал АЗ-5. Стержни АЗ и РР начали движение в активную зону.
01.23'40" (по ДРЕГ)	
01.23'41" (по телетайпу)	Зарегистрирован сигнал аварийной защиты.
01.23'43" (по ДРЕГ)	По всем боковым ионизационным камерам (БИК) появились сигналы по периоду разгона (АЗС) и по превышению мощности (АЗМ).
с 01.23'45" до 01.23'47" (по ДРЕГ)	Снижение с 28000 м ³ /ч до 18000 м ³ /ч расходов ГЦН, не участвующих в выбеге, и недостоверные показания расходов ГЦН, участвующих в выбеге. Увеличение давления в БС с 65,5 кгс/см ² до 72,7 кгс/см ² по левой половине и до 80,4 кгс/см ² по правой половине. Подъем уровня в БС.
01.23'48" (по ДРЕГ)	Восстановление расходов ГЦН, не участвующих в выбеге, до 29000 м ³ /ч. Дальнейший рост давления в БС (левая половина - 75,2 кгс/см ² , правая - 88,2 кгс/см ²) и уровня в БС. Срабатывание быстродействующих редуцирующих устройств сброса пара в конденсатор турбины.
01.23'49"	Сигнал аварийной защиты "повышение давления в реакторном пространстве".

Все три работы дали примерно одинаковую качественную картину процесса, следующего за началом погружения стержней. Вначале наблюдалось небольшое уменьшение мощности и затем ее рост. Такое поведение мощности находится в хорошем согласии с зарегистрированными данными. Оно может быть объяснено следующим образом. Когда большинство стержней начинает движение вниз из крайнего верхнего положения при смещенном вверх профиле нейтронного поля, реактивность уменьшается. Замена водяных столбов на графитовые вытеснители в нижней части активной зоны приводит к смещению максимума аксиального поля вниз и реактивность начинает расти. Значительное увеличение нейтронной мощности может приводить к дальнейшему росту реактивности за счет положительного парового коэффициента реактивности.

Так STEPAN+KOBRA давала максимальную нейтронную мощность около 5 номиналов, TREP+DICRUS - около 1 номинала и TRIADA - около 0.2 номинала.

Во всех моделях сценарий аварии начинался с ввода стержней по сигналу АЗ-5. Рассчитанное увеличение мощности оказалось недостаточным как для достижения уставок АЗМ и АЗС через 3 с после начала процесса, так и для последующего разрушения реактора.

Это может быть объяснено двумя причинами:

или модели недостаточно адекватны реальным физическим процессам;

или гипотеза, что авария была инициирована только положительным выбегом реактивности от введения стержней СУЗ, некорректна.

По-видимому, должны быть найдены другие явления, которые могли бы вызывать дополнительный рост реактивности, например кавитация ГЦН.

В работе /7/ показано, что в интервале от 1.22'56" до 1.23'06" запас до кавитации снижался до 21,3 м вод.ст. (по ТУ минимальный запас должен быть равен 23 м). Подобное нарушение запаса до кавитации не могло повлиять на расходные характеристики ГЦН, но могло привести к генерации неравновесного пара. Однако вероятность транспортировки неравновесного пара в активную зону ($\tau_{тр} \sim 15$ с) с недогретым теплоносителем мала. В то же время в сообщении специалистов ИАЭ им.И.В. Курчатова на "Первой международной рабочей группе по тяжелым

авариям" в Дагомысе (1989г.) отмечалось, что запас до кавитации ГЦН не был ниже минимального. Поэтому данная проблема требует дополнительного исследования.

Другим возможным процессом могло быть отключение электропитания "выбегающих" ГЦН из-за снижения частоты и напряжения тока ТГ № 8. Такая версия была исследована в работе /3/. Было показано, что для аварийного разгона реактора кроме положительного выбега реактивности от ввода стержней СУЗ необходим дополнительный рост реактивности, обусловленный изменением циркуляции. Отключение питания выбегающих ГЦН через 3,5 с после срабатывания АЗ-5 приводит в 01.23'46" к росту нейтронной мощности до 70 номиналов (рис. 5.1)

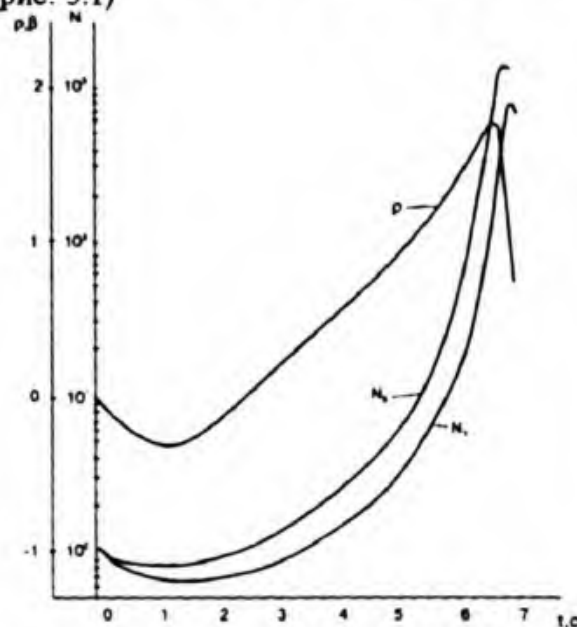


Рис. 5.1. Поведение нейтронной мощности и реактивности в процессе развития аварии

В докладе /6/ было обращено внимание на необходимость привлечения для анализа аварии всей совокупности имеющихся данных и детального воспроизведения предаварийного состояния реактора, начиная с момента снижения мощности за сутки до аварии.

Эти исследования можно рассматривать как 2-й этап изучения причин аварии.

5.3. Третий этап изучения причин аварии на ЧАЭС

В работе /9/ с помощью программы RELAP5/MOD2 была еще раз рассмотрена роль ГЦН и проводившегося эксперимента на развитие аварии.

Авторы пришли к выводу, что только срабатывание аварийной защиты не

может рассматриваться как инициирующее событие аварии, несмотря на положительный выбег реактивности. В то же время работа четырех из восьми ГЦН в режиме выбега может привести к разгону реактора и без воздействия эффекта стержней. Необходимо отметить, что рост мощности в этих расчетах начинается позже зафиксированного. В этих расчетах не была учтена работа стержней автоматического регулирования.

Многие зарубежные исследователи обсуждали большую величину парового коэффициента реактивности и особенно в условиях, предшествовавших аварии /10,11/.

Явление положительного выбега реактивности при вводе стержней СУЗ также интенсивно исследовалось. Работа /22/ была посвящена изучению зависимости положительного выбега реактивности стержней СУЗ от точности аппроксимации показаний ДКЭВ при восстановлении исходного трехмерного поля. Эти исследования показали, что при корректном восстановлении исходного поля максимальный выбег реактивности при вводе стержней СУЗ (в рамках использованных расчетных методов и библиотек макросечений) не превосходит $0,6 \beta$ и достигает своего максимума при перемещении стержней на 125 см (рис.5.2). Это хорошо согласуется с результатами, полученными в работе /3/. В работе /12/ канадские специалисты приходят к заключению, что в зависимости от деформации высотного поля величина выбега реактивности меняется в диапазоне от минус $0,8 \beta$ до плюс $1,1\beta$.

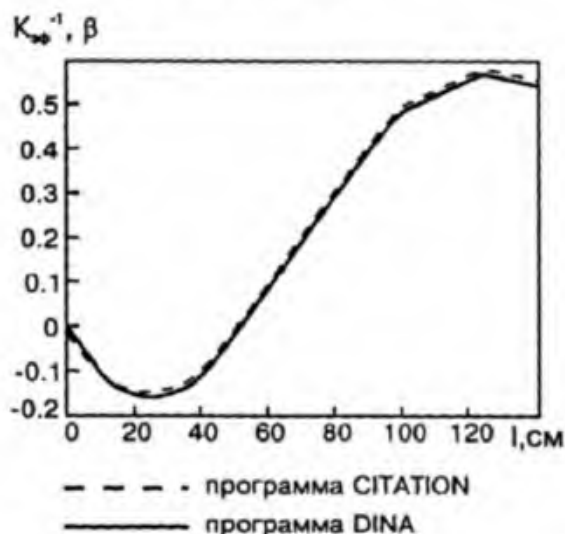


Рис. 5.2. Зависимость квазистатической оценки положительной реактивности от глубины погружения стержней СУЗ, полученная по программам CITATION и DINA

Японские специалисты получили величину выбега $0,1\beta$ /13/. Поэтому они приходят к выводу, что данный эффект, с точки зрения развития аварии, является несущественным. Аналогичный вывод сделан в докладе DOE /14/.

В ряде работ проводилось моделирование развития аварии.

Код EUREKA-2 использован в работе других японских специалистов /15/. Было показано, что для состояния реактора перед чернобыльской аварией возмущение реактивности на величину $(0,2-0,4)\beta$ могло привести при неработающем СУЗ к катастрофическому росту мощности.

Сходные расчеты без учета работы АР были проведены американскими специалистами с помощью кодов MINET и CRAS-1. Эти коды используют точечную нейтронную кинетику и развитое описание контура циркуляции. Расчеты, проведенные с их помощью, показали, что резкий рост мощности может быть получен, если есть возмущение реактивности /14/.

Величины возмущения реактивности составляли $0,1 \beta$ для MINET и $1,0 \beta$ - для CRAS-1.

Системные коды RELAP5 и RETRAN также использовались для анализа аварии. Моделирование с помощью RELAP5/MOD2 /16/ кроме эффектов обратной связи включало также моделирование стержней АР.

Этот факт должен быть подчеркнут, поскольку учет работы стержней АР в модели может заметно изменить картину процесса. В обсуждаемой работе авторы пришли к заключению, что уменьшение расхода теплоносителя в течение эксперимента само по себе не дает возрастания мощности, поскольку стержни АР способны компенсировать возмущение, вызванное уменьшением расхода даже со 100 до 50%. Таким образом, должен существовать дополнительный источник увеличения реактивности. Авторы предположили, что таким источником могла быть кавитация ГЦН. С учетом этого предположения можно было объяснить аварийный рост мощности.

Код RETRAN-02/MOD3 использовался для анализа аварии в работе /14/. Авторы предположили, что величина выбега составляет $1,25 \beta$ и пришли к заключению, что их расчеты правильно описывают поведение мощности.

Одномерная программа TRAB использовалась финскими специалистами для моделирования аварии без учета работы АР /17/. Авторы рассмотрели три сценария:

- медленное уменьшение расхода теплоносителя;
- резкое уменьшение расхода из-за кавитации в момент 1.23'40";
- выбег реактивности величиной 1.5+2.0β в момент 1.23'40".

Рост мощности имел место во всех трех сценариях. Но только в сценарии с выбегом величина и временные характеристики нейтронной мощности близки к имевшим место в действительности.

В работах зарубежных авторов указывается на нестабильное состояние реактора, обусловленное:

- низкой мощностью;
- недостаточным оперативным запасом реактивности;
- малым недогревом теплоносителя при большом его расходе;
- кавитацией ГЦН.

Многие авторы приходят к заключению, что при отключенном АР эксперимент с медленным снижением расхода может приводить к росту мощности.

Чтобы получить согласие с фактическими данными по времени начала роста мощности, необходимо увеличение реактивности в момент около 1.23'40", например, за счет выбега реактивности при вводе стержней СУЗ или кавитации.

Среди работ зарубежных специалистов можно выделить работы международной группы INSAG-7, в которой был выполнен подробный комплексный анализ материалов, представленных российской стороной по аварии на ЧАЭС-4 /26/.

В некоторых работах изучались эффекты реактивности, сопутствующие разрушению топлива /11, 18/. Измельчение топлива или его полная гомогенизация ведут к падению реактивности. Если часть топлива удаляется (например, унос потоком теплоносителя), то результирующий эффект может быть положительным.

В работе /19/ на основе экспериментов рассматривается проблема фрагментации топлива и возможные механизмы разрушения канальных труб. Наиболее вероятными представляются статический рост давления, контакт расплавленного топлива с трубой и гидростатическая ударная волна. Данные вопросы были рассмотрены и в работе /14/.

В работе /20/ качественно рассматривается сценарий разрушения реактора. Рассмотрение основано на детальной информации, полученной после обследования разрушенного блока.

Можно, однако, отметить, что 2-ая фаза аварии, связанная с разрушением, изучена существенно меньше первой.

6. Моделирование аварии

6.1 Моделирование 1-й фазы аварии

Моделирование 1-й фазы развития аварии основывалось на данных, полученных по программе ПРИЗМА за 1 мин. 10 с. до появления сигнала АЗ-5. В этот момент в реакторе происходили переходные процессы, связанные с изменениями концентрации ксенона, температуры графита и других параметров, что учитывалось при последующих расчетных исследованиях.

Для расчетного анализа 1-й фазы аварии использовались три независимых комплекса программ, позволяющих выполнять нестационарный взаимосвязанный расчет трехмерного поля нейтронов и поканального распределения теплогидравлических параметров в реакторе РБМК*.

Приведем основные характеристики указанных расчетных моделей.

Модель 1 претерпела существенные изменения, главным образом в части полноты моделирования теплогидравлических процессов. Теплогидравлический блок использовался в расчетах в модифицированном виде.

В модели 1 (STEPAN+KOBRA, версия 1995 г.) распределение нейтронов описывается двухгрупповым нестационарным уравнением диффузии. Для решения системы используется конечно-разностная схема с одной точкой на ячейку в плане x-y. Нейтронные сечения рассчитываются по программе WIMS-D-4 и аппроксимируются полиномами от выгорания топлива, плотности теплоносителя, температур топлива и графита, концентрации ксенона. Имеется возможность настройки исходного состояния на показания датчиков внутриреакторного контроля. Модель тестирована по большому числу известных стационарных состояний и переходных процессов на действующих реакторах. Теплогидравлический блок, в котором моделируются нестационарные теплогидравлические процессы с двухфазным теплоносителем в неравновесном, неомогенном приближении, полностью описывает контур МПЦ и паровой тракт до турбогенератора. Моделируются по два БС,

* Модель 1 разработана в РНЦ "Курчатовский институт", модель 2 - в НИКИЭТ; модель 3 - во ВНИИАЭС совместно с ИЯИ АН УССР (г. Киев).

по 4 ГЦН на каждой половине. Описывается течение теплоносителя во всех 1661 параллельных каналах активной зоны.

При этом решаются:

- уравнения сохранения полной массы;
- уравнения сохранения полного импульса смеси;
- уравнения сохранения полной энергии смеси и энергии жидкой фазы (для двухфазного потока) с использованием эмпирических корреляций для проскальзывания фаз и полномасштабной картой режимов течения.

В модели 2 (TRIADA, версия 1988 г.) и в модели 3 (TREP+DIKRUS) распределение нейтронов описывается одногрупповым нестационарным уравнением диффузии. Одногрупповые сечения, а также их зависимость от выгорания и теплогидравлических параметров активной зоны определяются, в основном с использованием программы WIMS-D4. В расчетах по модели 2 использовалось 140 узлов в плане активной зоны, которые связывались с помощью обычных конечно-разностных соотношений. Теплогидравлический блок модели 2 описывает часть контура от раздаточно-группового коллектора до сепаратора. Используется одножидкостная гомогенная модель одномерного течения двухфазного теплоносителя с эмпирическими корреляциями на неравновесность и проскальзывание фаз. Учитывается возможность опрокидывания циркуляции как на отдельных участках, так и в контуре в целом.

В теплогидравлическом блоке комплекса 3 описывается течение в каждом технологическом канале в соответствии с картограммой загрузки. В каждом ТК выделены участки нижних водяных коммуникаций, активной зоны и пароводяных коммуникаций. Участок активной зоны при проведении большинства расчетов разбивался на 17 расчетных зон. Разработана математическая модель блока ГЦН, а также блока питательной воды. При проведении расчетов использовались также модели турбин и паровых коммуникаций. В качестве исходной системы дифференциальных уравнений, описывающей одномерное нестационарное течение пароводяного теплоносителя, использованы уравнения модели потока со скользянием в термически равновесном варианте.

Можно видеть, что описанные выше модели имеют довольно существенные различия. Поскольку РБМК является физически "большим" реактором, даже незначительные отличия, например, в

итоговых результатах работы теплогидравлических блоков (распределения температур и паросодержания по объему активной зоны), могут приводить к весьма заметным различиям в нейтронных полях на следующей итерации расчета и как следствие к разнице в развитии переходных процессов.

Результаты расчетов

Модель 1

В качестве исходных данных для моделирования было взято состояние, зафиксированное программой ПРИЗМА на 1.22'30". Было использовано:

- положение стержней СУЗ;
- распределение глубин выгорания;
- показания внутризонных нейтронных датчиков;
- поканальные расходы теплоносителя.

Эти данные были использованы для восстановления радиального и аксиального нейтронных распределений. Восстановленное радиальное поле имело выпуклую форму с максимумом в центре и радиальным коэффициентом неравномерности $K_r=1.77$ (отношение максимальной мощности к средней). Такая величина K_r является большей, чем при нормальной работе на номинальной мощности, где $K_r=1.4$. Учитывая это, можно заключить, что радиальное поле имело достаточный запас устойчивости. Аксиальное нейтронное поле имело двугорбую форму, показанную на рис.6.1.1 (кривая 1).

Нейтронный поток
(отн.ед.)

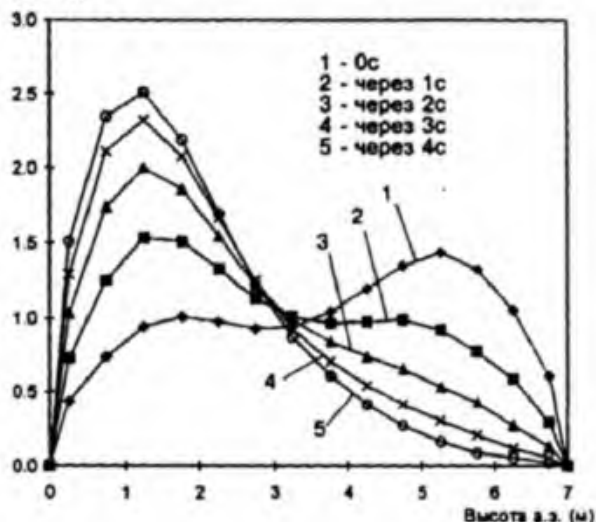


Рис. 6.1.1. Изменение аксиального усредненного по активной зоне нейтронного поля при погружении стержней

Моделирование было начато с момента 1.21'50", чтобы учесть изменения расхода питательной воды. При этом нейтронные характеристики были приняты на момент 1.22'30". Для получения стационарного состояния в теплогидравлическом блоке использовались соответствующие значения давлений в БС, расходы питательной воды взяты из работы [7].

В результате расчета переходного процесса, начиная с 01.21'50", было сформировано исходное состояние для моделирования эксперимента (начальные условия), начавшегося в 1.23'04".

Далее было проведено моделирование эксперимента с выбегом ГЦН. Изменения частоты вращения насосов были взяты из работы [9]. Изменение расходов теплоносителя через ГЦН показано на рис.6.1.4. Нейтронная мощность реактора в течение эксперимента сохранялась постоянной. Небольшие изменения реактивности в результате снижения расхода через реактор и роста давления в БС компенсировались движением 4 стержней АР1 вверх на 30см в момент 1.23'22".

В момент 1.23'40" моделировалось погружение всех стержней СУЗ (кроме УСП) по сигналу АЗ-5. В расчете были использованы кинематические характеристики стержней. Изменение аксиального нейтронного поля при погружении стержней приведено на рис. 6.1.1.

Уставка аварийной защиты АЗМ достигается по БИК в 1.23'44".

В 1.23'44" закрываются обратные клапаны выбегающих ГЦН. Изменение расхода через ГЦН представлено на рис.6.1.2 и 6.1.3.

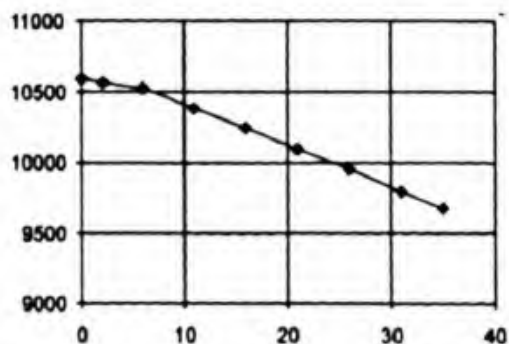


Рис. 6.1.2. Изменение расхода через ГЦН в ходе испытаний (0 - 1ч 23мин 04с)

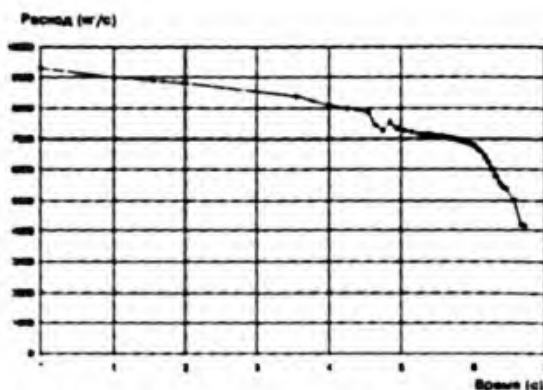


Рис. 6.1.3. Изменение расхода через ГЦН в ходе аварии (0 - 1ч 23мин 40с)

К 1.23'46" мощность достигает уровня около 100 номиналов. На рис.6.1.4 и 6.1.5 показаны изменения реактивности и нейтронной мощности. Видно, что величина реактивности составила около 1.8β в 01.23'46".

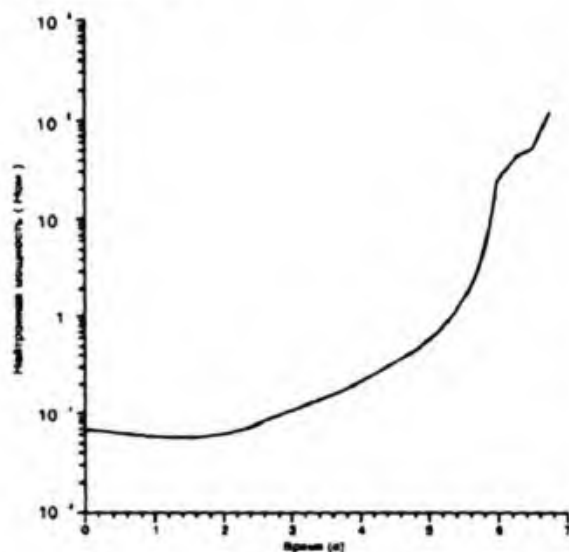


Рис. 6.1.4. Изменение нейтронной мощности по времени

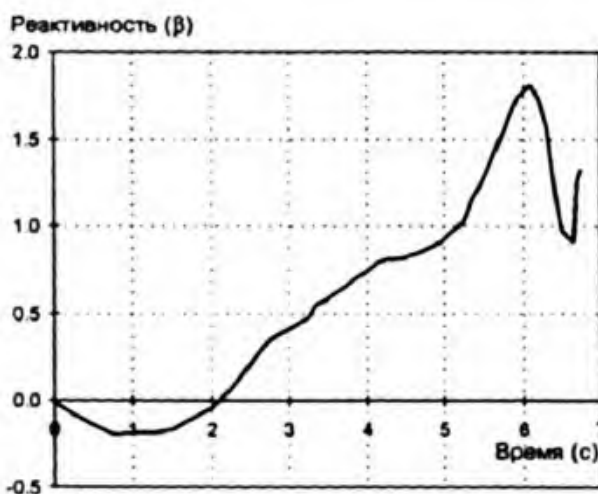


Рис. 6.1.5. Изменение реактивности в ходе процесса

На рис.6.1.6 показаны расчетные аналоги токов боковых ионизационных камер (БИК), по которым фиксируется уровень нейтронной мощности при эксплуатации реактора. Согласно расчету, нейтронная мощность вначале уменьшалась на 10-20% (разные величины для разных БИК), а затем стала расти. Уставка АЗМ была достигнута через 3,75 с после начала движения стержней, что хорошо согласуется с зарегистрированным временным интервалом 3 с.

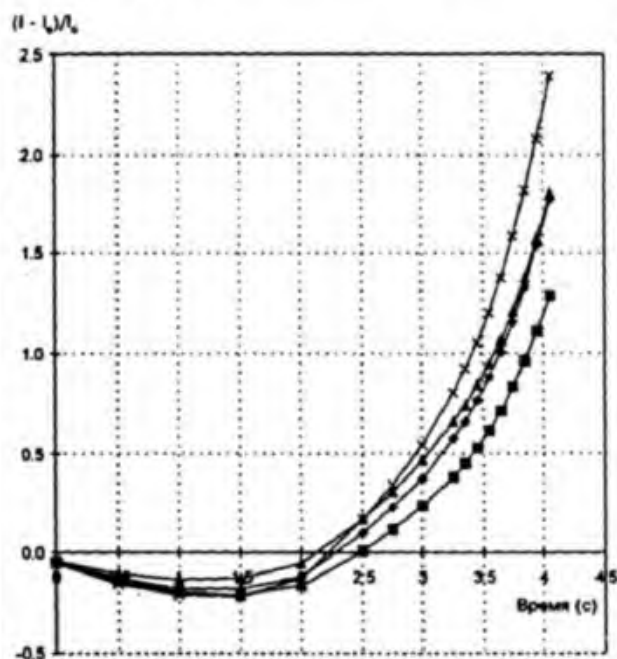


Рис. 6.1.6. Расчетные аналоги токов БИК

Таким образом, настоящее моделирование удовлетворительно воспроизводит начало аварийного процесса. Однако необходимо отметить, что каких-либо заметных перекосов радиального нейтронного поля не наблюдается.

В результате моделирования показано, что авария могла быть инициирована ростом реактивности при введении стержней СУЗ.

Возрастание мощности, обусловленное этим ростом реактивности, привело к закипанию теплоносителя и дополнительному росту реактивности из-за большого положительного парового коэффициента. Энерговыведение в нижней части активной зоны было достаточным для фрагментации топлива через 6 с после момента появления сигнала АЗ-5. Максимальная энтальпия топлива в нижней части активной зоны достигала 300 ккал/г.

Модель 2

Результаты расчетов по модели 2 для случая, когда аварийный процесс начинается со срабатывания АЗ-5, приведены на рис.6.1.7 и 6.1.8. Интегральная нейтронная мощность возрастает примерно втрое за счет положительного выбега реактивности и затем начинает снижаться, поскольку других возмущений в данном случае не рассматривалось. Обращает на себя внимание существенный перекося мощности на правую половину реактора.

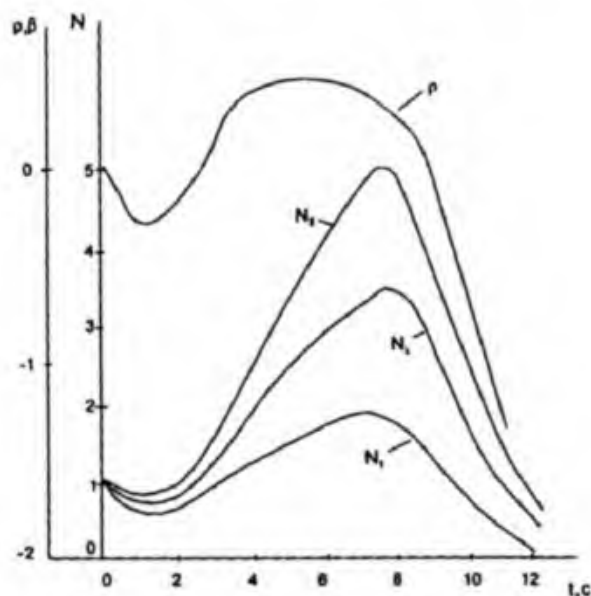


Рис.6.1.7. Поведение нейтронной мощности и реактивности при нажатии кнопки АЗ-5

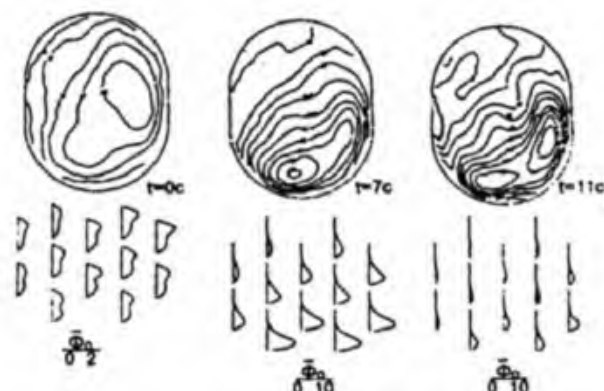


Рис.6.1.8. Деформация полей в объеме реактора при нажатии кнопки АЗ-5

Исследования показали, что для проявления действия парового эффекта реактивности из-за вскипания воды в каналах необходимо иметь выбег реактивности более 0,8β.

Таким образом, согласно расчетам по модели 2, только выбег реактивности не

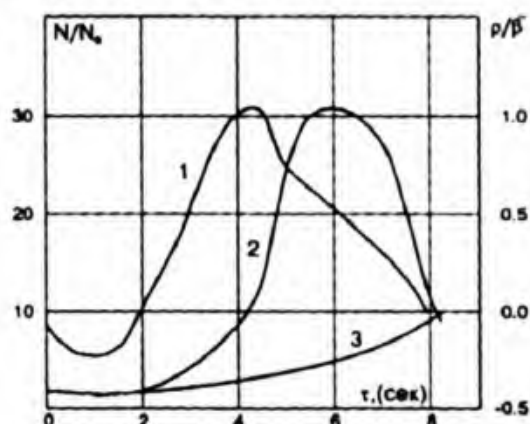
может объяснить фактический рост мощности.

Были выполнены расчеты, когда через 3,5 с после срабатывания АЗ-5 происходило отключение электропитания выбегающих ГЦН (рис. 5.1). В этом случае к 01.23'46" реактивность выросла до 1,75 б. Максимальная мощность правой половины увеличилась более чем в 1000 раз, а левой половины - в 700 раз. Такой несимметричный рост мощности согласуется с зарегистрированными программой ДРЕГ данными о росте давления в БС.

Модель 3

Ниже приведены расчеты, проведенные по модели 3 в 1989-1990 гг.

На рис. 6.1.9 приведены зависимости от времени реактивности и нейтронной мощности. Рассматривается сценарий, по которому в момент $T=0$ начинают погружаться стержни по сигналу АЗ-5. Другие возмущения отсутствуют. Реактивность возрастает до 1β и начинает снижаться. Нейтронная мощность достигает примерно 2 номиналов.



1 - реактивность, 2 - мощность, выделяемая в твэл, 3 - мощность, отводимая в теплоноситель

Рис. 6.1.9.

Этого недостаточно для объяснения разрушения реактора. Однако авторы указывают на полученные в расчетах существенные радиальную и высотную неравномерности нейтронного поля. Расчеты показали, что локальное значение температуры топлива превышает 3000°C . По мнению авторов, этого достаточно, чтобы вызвать разрыв нескольких каналов и инициировать тем самым процесс разрушения реактора.

Группа исследователей, занимавшаяся расчетами по модели 3, рассмотрела вопрос о возможности кавитации ГЦН. На рис. 6.1.10, 6.1.11 приведен оцененный

недогрев теплоносителя на входе в активную зону и на входе в ГЦН. Результаты расчета показали, что состояние в момент аварии было дальше от кавитации, чем за две минуты до этого.

Проанализировано также уменьшение во времени расходов теплоносителя в процессе выбега ГЦН. Использовались данные осциллограмм выбега ТГ (см. рис. 6.1.12). Проведенный анализ позволил сделать вывод, что версия запаривания активной зоны из-за резкого снижения расходов до прохождения сигнала АЗ-5 не согласуется с фактическими данными.

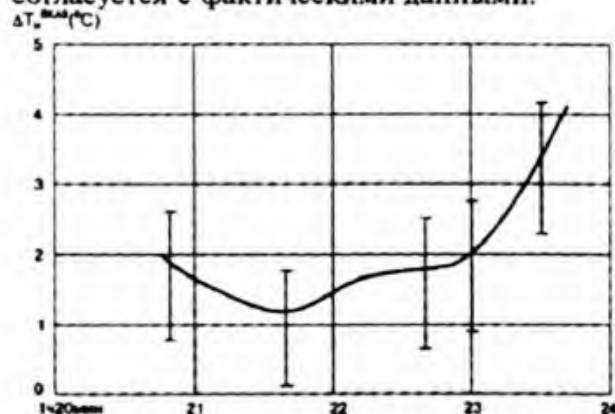


Рис. 6.1.10.

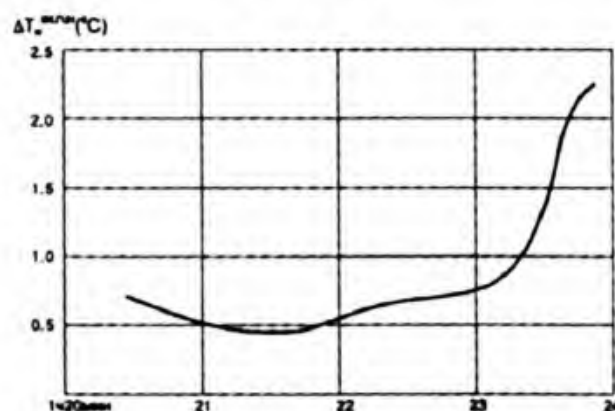


Рис. 6.1.11.

Эта версия противоречит тому, что снижение расходов зафиксировано одновременно по всем ГЦН (а не только по выбегавшим) в 01.23'47", а рост мощности - в 01.23'43". Поэтому скорее снижение расхода является следствием роста мощности, а не наоборот.

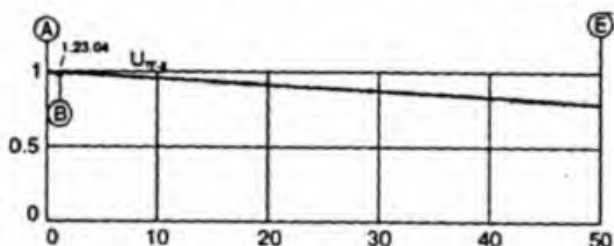
Авторы на основании анализа приходят к выводу, что аварийный процесс носил существенно локальный характер. Всплеск мощности, достаточный для разрушения твэлов и технологических каналов, локализовался в ограниченном объеме. Событием, инициировавшим аварию, может служить выбег реактивности при вводе стержней СУЗ, а ее развитие связано

с проявлением парового эффекта реактивности.

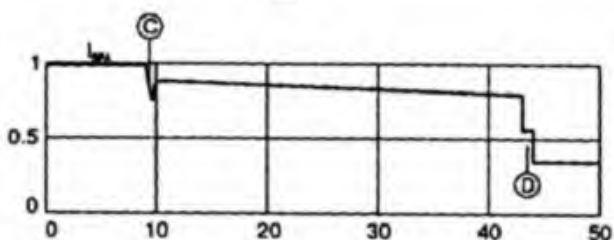
Обсуждение результатов моделирования

В представленных анализах результатов отражены точки зрения разных исследователей, которые по отдельным вопросам могут не совпадать.

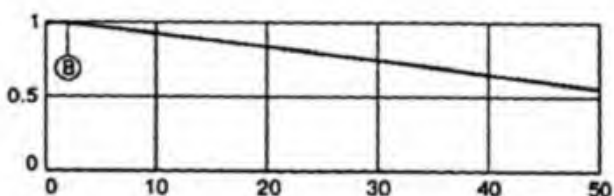
Как уже отмечалось в разделе 5, в исследованиях причин аварии на 4-м блоке ЧАЭС условно можно выделить три этапа.



1



2



3

1 - напряжение ротора; 2 - ток рабочей секции 8РА; 3 - число оборотов ротора;
А - включение осциллографа; В - интерпретируется как момент закрытия стопорных клапанов ТГ-8;
С - момент переключения секции 8РА на питание от выбегающего турбогенератора (нажатие кнопки МПА);
Д - момент последовательного отключения двух выбегающих ГЦН.
Е - отключение осциллографа по исчезновению питания

Рис. 6.1.12. Осциллограмма выбега ротора турбогенератора

На первом этапе в 1986 г. был выполнен анализ аварии в основном на базе достаточно простых моделей реактора

в точечном и одномерном приближениях кинетики реактора. Теплогидравлика активной зоны базировалась на одноканальных моделях.

Тем не менее, основные причины аварии были понятны. Это был разгон реактора, вызванный положительным мощностным коэффициентом реактивности. Ввод стержней по сигналу аварийной защиты мог приводить к росту реактивности на начальном этапе их движения. Оба данных обстоятельства проявились из-за того, что реактор находился в состоянии, характеризовавшемся:

- малым оперативным запасом реактивности;
- низким уровнем мощности;
- малым недогревом при большом расходе теплоносителя.

Работы по изучению аварии с помощью трехмерных моделей были проведены на втором этапе - условно до 1991 г. Использование трехмерных моделей позволило более детально проанализировать роль стержней СУЗ.

Исследования на втором этапе показали, что качественно аварийный процесс описывается верно, но количественные результаты заметно не согласуются с фактической информацией.

К рекомендациям по результатам исследований на втором этапе можно отнести:

- необходимость совершенствования моделей;
- проведение более подробного анализа работы реакторной установки перед аварией;
- исследования чувствительности выбега реактивности при вводе стержней СУЗ к неопределенностям в исходных данных.

Работы в данных направлениях продолжались на третьем этапе - условно до конца 1995 г.

Авторы расчетов 1991 г. по модели 1/27, 28/ считают, что положительный выбег реактивности является единственным физическим фактором, инициировавшим разгон реактора.

Результаты исследований по модели 2 показывают, что положительный выбег реактивности также имеет место, но его величина недостаточна, чтобы обеспечить требуемый разгон реактора. Делается вывод, что кроме выбега реактивности снижение расхода теплоносителя вследствие отключения электропитания на выбегающих ГЦН также являлось физическим фактором, инициировавшим

аварию. При моделировании режима с отключением ГЦН снижение расхода было подобным его изменению, полученному в расчетах по модели 1 в интервале времени от 01.23'40" до 01.23'44" (см. рис. 6.1.13).

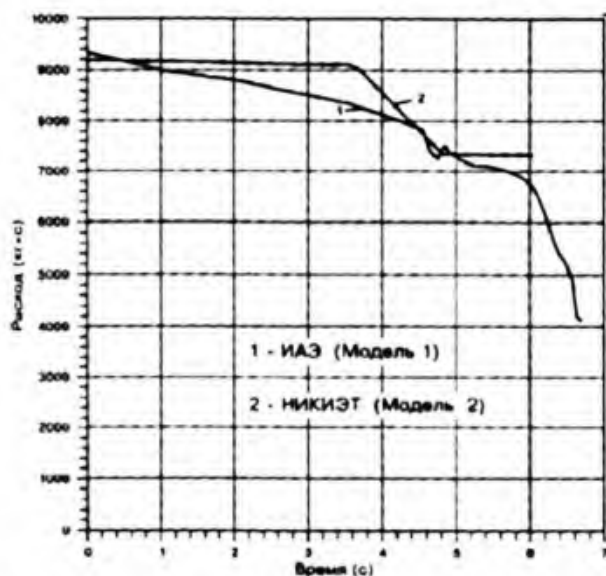


Рис.6.1.13. Изменение расхода через ГЦН в ходе аварии (0 - 1ч 23мин 40с)

Результаты исследований по модели 3 показывают, что аварийный процесс носит существенно локальный характер. Всплеск мощности локализуется в ограниченном объеме. Событием, инициировавшим аварию, был выбег реактивности при вводе стержней СУЗ. Развитие аварии связано с проявлением парового эффекта реактивности.

Необходимо отметить большой вклад, внесенный в понимание развития аварии исследованиями зарубежных ученых.

Несмотря на различия в моделях и некоторых результатах, исследования на третьем этапе подтвердили, что основными факторами развития аварии были большой положительный паровой эффект реактивности и выбег реактивности при вводе стержней СУЗ.

7. Мероприятия по повышению безопасности АЭС с реакторами РБМК

Причины аварии на 4-м блоке Чернобыльской АЭС были поняты еще в 1986 году. Дальнейшие исследования лишь уточняли детали аварийного процесса. На основании анализа причин аварии были разработаны технические и организационные мероприятия по повышению безопасности действующих АЭС с реакторами РБМК. Мероприятия по

повышению безопасности реакторов РБМК в части их разработки и обоснования, а также конкретная реализация мероприятий на каждой АЭС, представляются в отдельных докладах научных, проектно-конструкторских и эксплуатационных организаций.

В первую очередь были разработаны и внедрены мероприятия, направленные на снижение парового коэффициента реактивности и исключение эффекта положительного выбега на стержнях СУЗ в совокупности с увеличением скоростной эффективности аварийной защиты. Снижение парового коэффициента проводилось за счет установки в активную зону дополнительных поглотителей (80-90шт.), увеличение ОЗР и перевода на топливо с обогащением 2.4%. В результате этих мер значение парового коэффициента реактивности снижено с 5β до $0.3-0.8\beta$ на разных энергоблоках. В начале 90-х годов выполнена научно-исследовательская работа по использованию в реакторах РБМК уран-эргиевого топлива. Внедрение этого топлива позволяет снизить паровой коэффициент реактивности даже без использования дополнительных поглотителей. В настоящее время опытная партия ТВС с уран-эргиевым топливом испытывается на реакторах РБМК на Игналинской АЭС. На конец января 1996 года загружено 150 уран-эргиевых ТВС. Измерения подтверждают прогнозируемое уменьшение парового коэффициента реактивности.

Повышение эффективности и быстродействия аварийной защиты было достигнуто:

- исключением столбов воды в нижней части каналов СУЗ;
- модернизацией сервоприводов, приведшей к уменьшению времени полного ввода стержней в активную зону с 18 с до 12-14 с;
- внедрением на всех реакторах РБМК быстродействующей аварийной защиты (БАЗ).

Осуществление мероприятий по улучшению нейтронно-физических характеристик реактора, повышение эффективности аварийной защиты делают невозможной аварию типа чернобыльской.

Вопросам повышения безопасности действующих АЭС с реакторами РБМК на семинаре посвящено несколько докладов. Поэтому здесь дается краткое перечисление выполненных и планируемых мероприятий:

1. Поэтапная реконструкция энергоблоков РБМК, в первую очередь энергоблоков 1-го поколения.

2. Повышение надежности контроля металла трубопроводов и оборудования КМПЦ.

3. Дальнейшее совершенствование системы управления и защиты.

4. Совершенствование эксплуатационных процедур.

5. Улучшение системы подготовки персонала.

8. Некоторые результаты обследования разрушения реакторной установки

Результаты обследования помещений 4-го блока и фрагментов разрушенного реактора приведены в докладе /29/.

Установлены в частности следующие факты, характеризующие процессы разрушения реактора и здания энергоблока:

- активная зона в шахте реактора отсутствует;

- бак боковой биологической защиты (сх. Л) практически полностью сохранил воду, внутренняя стенка почти не имеет повреждений;

- ниже штатного положения нижней плиты (сх. ОР) имеются следы воздействия высокотемпературного потока на элементы конструкций: расплавлена (прожжена) часть южной опоры (марка С-4), выплавлена ниша в бетонной стене, аблирован графит кладки (рис. 8.1);

- выплавлена или выжжена часть (юго-восточный квадрант) нижней опорной плиты (сх. ОР), которая во время аварии опустилась примерно на 4 м от штатного положения;

- расплавленные массы (в т.ч. металл) растеклись по подреакторным помещениям и через паросбросные клапаны и паросбросные трубы попали в ПРК и бассейн-барботер;

- стоящие на тепловой защите нижней опорной плиты (сх. ОР) попавшие в шахту реактора во время ее раскрытия железобетонные плиты строительных конструкций со стальной облицовкой сохранили прочность и окраску;

- стальная облицовка стен подаппаратного помещения деформирована, частично расплавлена (сожжена), бетонные стены в разных местах оплавлены, проломлены;

- металлоконструкция поддержки гравийной засыпки (сх. Э) пространства между внешней обечайкой бака биологической защиты (сх. Л) и бетонной шахтой - цела и гравийная засыпка сохранилась на штатном месте; никаких следов вертолетной засыпки ни в шахте

реактора, ни в подаппаратном помещении не обнаружено;

- часть разорванной обечайки кожуха РП (сх. КЖ) лежит у восточной стены ЦЗ на расстоянии более 35 м от шахты реактора;

- сохранившиеся у восточной стены ЦЗ стальные опорные фермы кровли изогнуты в горизонтальной плоскости, максимум прогиба смещен к северной стене ЦЗ (рис. 8.2.);

- верхняя плита (сх.Е) вместе с блоками тепловой защиты и частью труб каналов находится почти в вертикальном положении: она повисла на верхних трактах ТК и трубопроводах ПВК в верхней части шахты реактора;

- стеновые блоки сепараторных боксов (нижний ряд) выброшены в ЦЗ, три из них упали в реакторную шахту, стеновые блоки верхнего ряда отклонены наружу вплоть до горизонтального положения;

- часть графита, фрагментов ТК и ТВС была выброшена на кровли 3-го блока, блока В и окружающую территорию;

- зафиксированная дальность разлета фрагментов активной зоны достигала 1,2+1,3 км.



Рис.8.1.

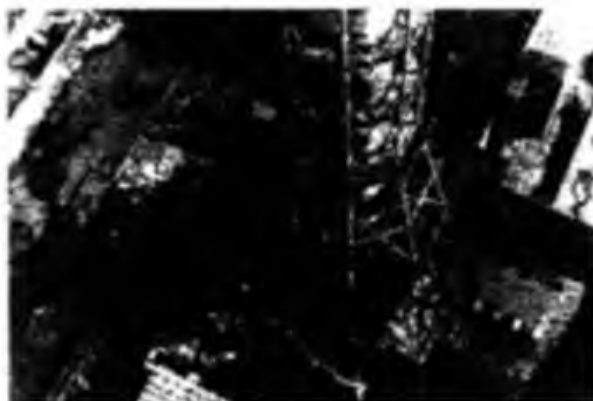


Рис.8.2.

9. Заключение

Выполненные в прошедший период после Международной конференции "Ядерные аварии и будущее энергетики. Уроки Чернобыля" (Париж, 1991 г.) исследования причин аварии на 4-м энергоблоке ЧАЭС 26.04.86 г. не дают основания изменить основной вывод доклада российских специалистов на этой конференции - авария произошла в результате наложения следующих факторов: "положительный паровой эффект реактивности и недостатки конструкции СУЗ, которые привели к вводу положительной реактивности в состоянии реактора, в которое он был приведен перед аварией".

Внедренные мероприятия по снижению парового эффекта реактивности, повышению быстродействия и эффективности СУЗ, модернизация оборудования и систем, важных для безопасности, совершенствование эксплуатационной документации и другие меры исключают техническую возможность возникновения аварий по указанным выше причинам.

Список литературы

1. Информация об аварии на Чернобыльской АЭС и ее последствия, подготовленная для МАГАТЭ// Атомная энергия. 1986. Т. 61, вып. 5. С. 301.
2. Исследование причин аварии на Чернобыльской АЭС// Отчет ИАЭ им. И.В. Курчатова, №34/716186, 1986.
3. Адамов Е.О. и др. Анализ первой фазы развития аварийного процесса на 4-м блоке Чернобыльской АЭС// Атомная энергия. 1988. Т. 64, вып.1. С. 24
4. Краюшкин А.В. и др. "Моделирование начальной фазы чернобыльской аварии". Первая международная рабочая группа по тяжелым авариям, Дагомыс, октябрь 1989г., М.: Наука, 1990.
5. Абагян А.А. и др. Расчетный анализ начальной фазы аварии на Чернобыльской АЭС// Атомная энергия 1991. Т. 71, вып. 4. С. 275.
6. Велихов Е.П. и др. Современные представления о возникновении и развитии аварии на Чернобыльской АЭС. Избранные труды международной конференции "Ядерные аварии и будущее энергетики. Уроки Чернобыля", Париж, 15-17 апреля 1991 г.
7. Адамов Е.О. и др. Оценка качественных эффектов возможных возмущений во время аварии на ЧАЭС.

Первая международная рабочая группа по тяжелым авариям, Дагомыс, октябрь 1989г., М.: Наука, 1990.

8. Бурлаков Е.В. и др. Анализ поведения ГЦН в предаварийный период и в первой фазе чернобыльской аварии. Первая международная рабочая группа по тяжелым авариям, Дагомыс, октябрь 1989г. М.: Наука, 1990.

9. Адамов Е.О. и др. Роль отдельных факторов в развитии аварии на Чернобыльской АЭС// Атомная энергия. 1993. Т. 75, вып.5. С. 336.

10. Toshio Wakabayashi et al "Analysis of Chernobyl reactor accident (I)"// Nuclear Engineering and Design 103, 1987.

11. Landegro P.A. and Bureafurui A. Time-independent Neutronic Analysis of the Chernobyl Accident//Nuclear Science and Engineering. 108, 1991.

12. Chan P.S.W, Dastur A.R. The sensitivity of Positive Scram Reactivity to Neutronic Decoupling in the RBMK-1000// Nuclear Science and Engineering 103, 1989.

13. Wakabayashi T. Steady on Positive Scram Effect in the Chernobyl-4 Accident, January 1996.

14. "Report of the U.S. Department of the Energy's Team Analyses of the Chernobyl-4 Atomic Energy Station Accident Sequence", November 1986.

15. Ishikawa M. et al. An examination of the accident scenario in the Chernobyl Nuclear Power Station// Nuclear Safety. Vol. 28, 1987.

16. Eletcher C.D. et al. Simulation of the Chernobyl Accident// Nuclear Engineering and Design , 1988. Vol.105 N2 , p.157-172.

17. Vanttola T.A., Rojamoki M.k. One-dimensional Consideration of the Initial Phase of the Chernobyl Accident// Nuclear Technology. 1989, vol.85. P.33-47.

18. Markku Rajamaki and Frlly Wasastjerka "On the Reactivity Effects on Nuclear Fuel Fragmentation with Reference to the Chernobyl and Engineering vol.101, 1989.

19. Mokoto Sobajima and Toshio Fnjishuro "Examination of the destructive forces in the Chernobyl accident based on the NSRR experiment"// Nuclear Engineering and Design. Vol.106, 1988.

20. E.E.Purvis "The Chernobyl-4 Accident Sequence : Update-April 1995".

21. Ефанов А.И., Постников В.В., Лаврухин В.С. Анализ изменения мощности реактора и относительной плотности потока нейтронов 4-го блока ЧАЭС 25-26.04.1986 по данным системы контроля реактора// Отчет НИКИЭТ, пер.№ К-332/120.

Именно в этом докладе, хотя и в сокращённом виде, впервые приводится выверенная по сотням документов, килограммам хранящихся в НИКИЭТ диаграммных лент, снятых с самописцев АЭС, хронограмма событий до и во время аварии. Доклад отражает и выполнение комплекса мер, позволивших утверждать о невозможности повторения чернобыльского сценария на всех блоках РБМК.

И всё-таки это были утверждения односторонние. Пусть уже, в главных позициях, согласованные между экспертами в России. Точка в этой истории могла быть поставлена только на международном уровне.

В сентябре 1991 г. в последнем адресе от имени СССР на Генеральной конференции в МАГАТЭ бывший тогда первым заместителем Министра атомной энергетики и промышленности В.Сидоренко предложил организовать проект по «Международному анализу конструкции и безопасности эксплуатации АЭС с реакторами РБМК». Уже в апреле следующего года в Вене собрался «Технический комитет по безопасности реакторов РБМК», на котором я представил доклад о научной, технической и организационной программах работ экспертов (первоначально из Англии, Франции, Германии, Италии, Швеции, Финляндии, Литвы, Украины и России, позднее присоединятся Испания и Канада).



INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY

TECHNICAL COMMITTEE MEETING ON SAFETY
OF RBMK REACTORS

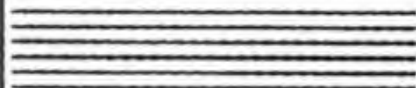
VIENNA, AUSTRIA
6-10 April, 1992



MULTILATERAL COOPERATION ON SAFE OPERATION OF RBMK NPPs

E.O. ADAMOV

RDPE, MOSCOW, RUSSIAN FEDERATION



RESEARCH AND DEVELOPMENT
INSTITUTE
OF POWER ENGINEERING

entek

MULTILATERAL COOPERATION ON SAFE OPERATION OF RBMK NPPs

E. O. Adamov

RDIPe, Moscow, Russian Federation

INTRODUCTION

As it was mentioned in the final document of the IAEA International Conference on Nuclear Power Safety held on September, 2-6, 1991 in Vienna, the operating organizations and regulatory authorities of member-states should identify the operating NPPs, the safety level of which does not correspond to rigid safety regulations for the operating NPPs, and should take measures for improving the situation by using the assistance of the international community. A number of operating RBMK NPPs was constructed in accordance with the obsolete safety regulations. For this reason, as well as due to the Chernobyl accident, the RBMK NPPs are subjected to analysis in terms of safety.

This problem is particularly urgent for the Russian Federation and Lithuanian Republic. The RBMK NPPs make a significant contribution to nuclear power of Russia (about 50% of the total electric energy production in the Leningrad region) and Lithuania (about 60% of the total energy production in the republic). For the Ukraine, the RBMK NPP problem is urgent due to a need for ensuring safe operation of the Chernobyl NPP until the Parliament decision concerning the NPP decommissioning is brought into effect.

For some years, foreign partners from different countries, such as France, Germany, Italy, Sweden, U.K. and others have been involved in the work on the RBMK NPP safety assessment and improvement within the framework of bilateral cooperation agreements. The information on the subjects and

- 2 -

results of the bilateral cooperation is presented in the separate report in detail.

**ORGANIZATION OF INTERNATIONAL PROJECT ON
"SAFETY OF DESIGN SOLUTIONS AND OPERATION
OF NPPs WITH RBMK REACTORS"**

With the aim of more effective involvement of world public into the solution of the problems on RBMK NPP safe operation the First Deputy Minister of Nuclear Power and Industry Mr. V. Sidorenko addressed the IAEA International Conference held on September 2-6, 1991 in Vienna with proposal to organize the International Project on "Safety of Design Solutions and Operation of NPPs with RBMK reactors". A Meeting of specialists from Finland, France, Germany, Italy, Sweden, U.K., Lithuania and the USSR (including those from Russia and the Ukraine) with the participation of CEC and IAEA observers was held on October 24-26, 1991, in Moscow to discuss the problems of organizing this Project.

All the participants of the Meeting approved the USSR proposals to begin the International Project on the RBMK Safety and made a decision to support the Project Programme. It was agreed to set up a Committee including all participating countries and the organizations responsible for the RBMK safety and to create in its framework a Steering Committee including the representatives from all participating countries and in particular to appoint J.G. Tyror (Western countries coordinator) and E.O. Adamov (the USSR and republics coordinator) as Co-Chairmen.

The Western countries expressed their readiness to form a Consortium of 6 countries (Finland, France, Germany, Italy, Sweden and U.K.) to participate in the International Project with the corresponding organizations of Lithuania, Russia and the Ukraine.

- 3 -

The Meeting has recognized the necessity for obtaining CEC funding to cover the Project activities of the CEC countries and for inviting the CEC to have a representative in the Committee. Besides, the Meeting expressed the intention to ask the IAEA to take it under its auspices, to provide management assistance and to make available the Project results to the international community. Accordingly, the IAEA will be invited to assign a representative for the Committee.

The Steering Committee would consider applications from other countries for participation in the Project as they arise and ensure overall coordination of their activities.

The First Phase of the Project Programme is:

- to undertake a review of the current safety of the RBMK NPPs based on information supplied by the Lithuania, Russia and the Ukraine, supplemented by the results of bilateral programmes and by appropriate computations and evaluations using Western techniques;

- to identify any shortcomings from this study and to recommend a future rectification programme.

These objectives will be realized by a working programme made up of the following 9 topic areas:

1. System Engineering and Accident Sequence.
2. Protection Systems.
3. Core Physics.
4. External Events.
5. Engineering Quality.
6. Operating Experience and Analysis.
7. Human Factor.
8. Regulatory Aspects.
9. PSA.

The Second Phase of the programme will include the recommendations based on the results of the First Phase.

It is anticipated that the recommendations will involve further joint programmes and arrangements for organizing such programmes which will be developed by that time. It is

- 4 -

expected that this phase will lead to the implementation of significant improvements in RBMK safety.

CONTACTS WITH CEC

Since July 1991 the USSR and Republics have been in contact with CEC on the problems of rendering the technical assistance in the field of ensuring safe operation of RBMK NPPs. In particular, on February 6, 1992, a CEC delegation voiced their opinion on that the projects subjected for international cooperation should be set out, so as to express the common interest of Lithuania, Russia and the Ukraine.

Such a position is confirmed in a special Memorandum by authorized representatives of all the three Republics.

Twelve projects listed are enclosed with the Memorandum. They are of common interest:

1. Probabilistic safety analysis for NPPs with RBMK-reactors.
2. Analysis of severe accidents.
3. Investigation of the integrity of the RBMK-reactor primary circuit components and applicability of the "leak-before-break" concept.
4. Design and R & D work on checking the RBMK-1000 and RBMK-1500 NPPs for seismic stability.
5. Establishment of a Centre for surveillance, support and simulation of NPPs in order to enhance their safety.
6. Improvement of RBMK reactor control, protection and monitoring systems.
7. Development and testing of radiation-proof facilities for decontamination work within the NPP 30-km zone.
8. Improvement of the training system for NPP personnel
9. Quality assurance under NPP operation.
10. Development of residual lifetime diagnostic systems.
11. Development of diagnostic systems providing operators with the information on the reactor current status and with

- 5 -

safety criteria.

12. Fire protection technology.

The first three projects of the List are suggested for joint implementation within the framework of the International Consortium as it was recommended by the International Meeting held on October 24-26, 1991 in Moscow; they are the projects of primary priority and for their implementation it is essential both to properly choose the organizations and people with sufficient experience and qualifications in operating reactors of these types, and to ensure direct participation of organizations from all the three Republics in the projects.

On the basis of expert conclusions and according to confirmation by the Coordinating Committee of the International Consortium and at the same time bearing in mind the results of the discussions with the CEC delegation held in February 1992 in Moscow, representatives of the Republics consider it very important and urgent to perform work of the Second Phase, including three obviously essential projects (items 4-6 of the List), the so-called industrial projects (as stated by CEC executives).

The remaining projects due to their subject must be placed under the other sections of CEC technical assistance.

Representatives of all the three Republics confirm the proposals on work arrangement that were adopted in the Joint Protocol of the International Meeting held on October 24-26, 1991, in Moscow and they are ready to appoint coordinators for each project of interest. In particular, the following coordinators and participating organizations will be appointed from the Russian Side:

a) PSA: Dr. E. A. Shiversky (RDIPE), Kurchatov Institute of Atomic Energy, VNIPIET, NTC. GAN RF.

b) Severe Accidents: Dr. Yu. M. Nikitin (RDIPE), IBRAE, Kurchatov Institute of Atomic Energy, MIFI, VNIIEF, Sverdlovsk Branch of RDIPE; VNIINM.

c) Integrity: Dr. V. A. Kiselev (RDIPE), VNIIAES, TSKTI,

- 6 -

NPO TSNII TMASH, OKB "Gidropress", TSNII KM "Prometey".

d) Seismic Stability: Dr. S.L. Boutorin (VNIPIET), Leningrad NPP.

e) Center for Surveillance, Support and Simulation: Prof. L.V. Konstantinov (RDIPE), Leningrad NPP, Kursk NPP.

f) Control, Protection and Monitoring Systems: Dr. M.N. Michailov (RDIPE), VNIPIET, MO AEP, VNIIAES, Leningrad NPP.

g) Training System: a coordinator (a representative of VNIIAES), Leningrad NPP, Smolensk NPP.

h) Quality Assurance: a coordinator (representative of VNIIAES), Leningrad NPP, Kursk NPP.

i) Residual Lifetime Diagnostics: Prof. S.E. Bougaenko (RDIPE), VNIIAES, OKB "Gidropress".

j) Diagnostic Systems and Providing Operators with Information on Current Status and Safety Criteria: Prof. V.V. Postnikov (RDIPE), VNIIEI, VNIIAES, Kurchatov Institute of Atomic Energy, Leningrad NPP.

In the near future, the Russian Side will supplement the list of participating organizations, and will submit the proposals on "Decontamination" and "Fire Protection" projects.

FINANCING

The discussions in the Steering Committee of the Western Consortium that followed the talks with CEC in February 1992, confirmed the necessity to allot 5.5 million ECU for the first three projects of top priority and 3.0 million ECU for the so-called industrial projects (items 4-6 in the List) within the framework of financing envisaged by CEC in 1991 for rendering technical assistance in the area of RBMK reactors. The remaining projects (items 7-12 in the List) due to their subject must be placed under other sections of CEC technical assistance.

It is evident that the Western Consortium is ideally placed to be the focus for a contribution to this activity

- 7 -

through its 4 members (France, Germany, Italy and U.K.) who are part of the CEC, and to provide the added value of the contribution from Sweden and Finland. It is not improbable that Canada will also take part in financing the international cooperation in the field of RBMK NPP safety enhancement.

As far as we know some opportunities have appeared due to IAEA activities to use extra-budgetary allocations granted by IAEA member-states for the same purpose.

Under the circumstances it would be expedient to consider the opportunity to execute a Joint Program based on all available sources of funding, thus assuring effective measures for RBMK safe operation.

SPECIFIC FEATURES OF ORGANIZING INTERNATIONAL COOPERATION IN THE FIELD OF RBMK SAFETY

There is a special situation with RBMK improvement programs for any foreign contributors. At present, Western experts have practically no basic data, computational codes or experimental findings indispensable to a clear understanding of the situation in this area. So, it is essential that the experts from the ex - USSR should help their Western colleagues acquire proper knowledge for competent participation in the actual work on the RBMK safety upgrading. This objective, as we set it with our foreign partners, necessitates the provision with the appropriate information from the development organizations and operators, along with experimental and computational data, design and material parameters, etc. - This was the basis for identifying the membership of the working groups set up to represent different design and research teams, NPPs and regulatory authorities, and for appointing coordinators for each line of the work.

The process of enhancing the safety of RBMK NPPs is apparently similar to what is happening in all the countries where the so-called old reactors are in service. However, the

- 8 -

absence of reactors similar to RBMK in Western countries and therefore, the experts who deeply understand the RBMK problems, requires more individual approach to the implementation of the International Project, than in case of NDHP. In particular, we consider that the standard procedures of ASSET and OSART types are not sufficient. The joint activities of Western specialists with the colleagues from ex - USSR Republics are a practical necessity. It implies the work both with the design documents, using the results of safety substantiation and their verification, if necessary, by means of Western codes or under experimental conditions.

We expect that IAEA will take the International Project under its auspices, provide management assistance and make available the Project results to the international community. It would be expedient for IAEA to perform the general coordination and for Western Consortium and ex - USSR Republics to concentrate on the solution of the engineering problems.

CONCLUSION

The steps undertaken after the Chernobyl accident have resulted in real improvement of the RBMK safety - to an extent which was possible under those conditions. At the same time, Russian experts developed a concept of upgrading the first generation of NPPs with RBMK reactors, which was widely discussed and first implemented at the Leningrad NPP. Under current economic conditions, Western involvement in such work could not only sustain this process despite all the difficulties, but might also , give it a fresh impetus.

There are no reactors similar to RBMK in the West , not the experts in RBMK problems. Under such circumstances, it is essential to apply an approach to the International Project implementation, different from the one used in connection with NDHP Project, the similarity of the last to PWR being evident.

- 9 -

The application of standard procedures such as ASSET or OSART is not enough: it is essential to arrange the joint activity between the Western specialists and their Lithuanian, Russian and Ukrainian partners.

We do not envisage confining the International Project to safety assessment. All our activities are aimed to identify the priorities and make a real progress in enhancing the safety of RBMK NPPs. We consider it to be very important not only to assure the input of Western countries into the improvement of RBMK reactors, but also to provide the public and scientific community with unbiased assessment of RBMK NPPs safety, which would make their continued operation acceptable, under modern conditions, taking into account the current economic state of ex - Soviet Republics.

Из документального архива

Мы работали на опережение мюнхенской встречи G-7, намеченной на июль 1992 г., куда в качестве ещё не полноправного участника, а пока гостя, был приглашен и российский Президент. Когда и была предпринята попытка, надавить на Ельцина, чтобы закрыть если не все АЭС с «реакторами советской конструкции», то хотя бы РБМК. По нашему совету, Ельцин согласился, что надо закрывать небезопасные блоки. Однако предложил, чтобы выбор таковых был сделан наиболее квалифицированными в мире экспертами в рамках международного проекта. Команду западных экспертов возглавил Дж. Тайрор, начавший свою профессиональную деятельность ещё в 50-е годы прошлого столетия. Он был участником комиссии по анализу причин и последствий первой крупной аварии на АЭС в Уиндскейле в 1957 г. Выбор англичанина был понятен: это единственная страна, сохранившая каналные уран-графитовые реакторы. Правда, не с водным, с газовым теплоносителем. Среди экспертов оказались французы, ядерная энергетика которых также началась с уран-графитовых реакторов, и, косвенно, американцы, не сумевшие справиться с проблемами графита и каналов в условиях горизонтальной компоновки. А потому, достаточно быстро, для производства плутония, перешедшие на тяжеловодники. Но исторический опыт работы с каналными уран-графитовыми реакторами был у тех и других. Эксперты как этих, так и других стран, представляли ведущие исследовательские коллективы (специалистов из Хэнфордской лаборатории приглашали на

персональной основе, формально США в проекте не участвовали). Их проблема заключалась в том, что без базы данных по РБМК любые расчёты носили оценочный характер и зачастую были весьма несовершенны. Такой базой данных обладали в наибольшей полноте НИКИЭТ и (по физике реакторов) ИАЭ им. И.В.Курчатова. Команду экспертов от России, Украины, Литвы, куда, кроме специалистов указанных двух институтов, входили представители других исследовательских и проектных предприятий, а также работники АЭС, было поручено возглавить мне.

Первая фаза проекта была сосредоточена на анализе безопасности Смоленского блока № 3 и Игналинского блока № 2 и завершена в 1994 г. Её итоги рассматривались в Брюсселе в штаб-квартире Комиссии европейских сообществ, частично финансировавшей проект. Наиболее сжатое изложение результатов этой фазы проекта представлено в моем, как сопредседателя Проекта с восточной стороны, вступительном слове.



Министерство
Российской Федерации
по атомной энергии

ИСТОРИЯ, ФИЛОСОФИЯ, НАДЕЖДЫ И ОЖИДАНИЯ

Сопредседатель Е. Адамов

**БЕЗОПАСНОСТЬ ПРОЕКТНЫХ РЕШЕНИЙ
И ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС
С РЕАКТОРАМИ РБМК**

КЕС

10 июня 1994 г.

Брюссель, Бельгия



ВСТУПИТЕЛЬНОЕ СЛОВО КООРДИНАТОРА ПРОЕКТА ОТ ВОСТОЧНОЙ СТОРОНЫ

Я хотел бы напомнить вам о том, как возникли необходимость и возможность реализации проекта, результаты которого мы сейчас обсуждаем.

Направление канальных уран-графитовых реакторов, начатое реакторами по производству изотопов, было продолжено Первой АЭС в Обнинске, Сибирской, Белоярской и Билибинской АЭС. Их совместный опыт был использован в серии реакторов РБМК.

Существование в стране двух направлений реакторов - РБМК и ВВЭР - позволило оптимизировать топливный цикл, в котором уран от ВВЭРов дожигается в реакторах РБМК. РБМК не имеют парогенераторов и корпусов, а значит и связанных с ними проблем. Наличие большой массы графита оказывает стабилизирующее теплофизическое воздействие на ход аварийных процессов, поэтому аварии типа большой и малой LOCA менее опасны в них, чем в корпусных реакторах. Непрерывная перегрузка топлива на 1-2 порядка снижает радиоактивность теплоносителя, в связи с чем даже при имеющихся место утечках пара через головки каналов радиационная обстановка в зале над РБМК лучше, чем над ВВЭР-ми. Количество продуктов деления при одинаковом выгорании также меньше, чем в корпусных реакторах, как впрочем, и запас реактивности, дальнейшее снижение которого возможно при перспективном внедрении топлива с выгорающим поглотителем.

Отмеченные преимущества были характерны, естественно, не только для РБМК, но и для других реакторов канального типа. Однако только в России (РБМК) и Канаде (CANDU) сумели реализовать эти технические преимущества при конкурентоспособных экономических параметрах. Все это дает возможность считать линию канального реакторостроения с графитовым замедлителем и легкой водой в качестве замедлителя **одной из основных линий эволюционного развития атомной энергетики**. Однако реактивная авария, потенциально возможная на любом из эксплуатируемых сейчас в мире энергетических реакторов произошла именно на РБМК и, естественно, поставила вопрос о случайности или закономерности этого события. Ответ на этот вопрос был столь же неочевиден, как и вопрос о специфичности TMI аварии для PWR-ов. Технические обсуждения в МАГАТЭ 1980-88 гг., казалось бы, дали ясные ответы на поставленные вопросы. Напомним, что в обобщенном виде они сводятся к констатации недостаточной защищенности реакторов в Гаррисберге и Чернобыле от ошибочных действий сменного персонала. Для РБМК, помимо этого, имели место грубая ошибка в физических расчетах пустотных эффектов, а также неудачная конструкция стержня аварийной защиты. Таким образом, в 1989 г. было очевидно, что **нет проблем безопасности АЭС "западных" и "восточных"**. Реальные проблемы сводятся к повышению требований безопасности в рамках совершенствования нормативной базы во всех странах. Затем должны осуществляться меры приведения старых блоков в соответствие новым нормативным требованиям или

выработка компенсирующих мероприятий, формулирование и внедрение комплекса мер, определяемых понятием "культура безопасности" и в первую очередь связанных с совершенствованием процедур управления, режима надзора и особенно обучения, в частности, на полномасштабных тренажерах эксплуатационного персонала. Все эти процессы также были достаточно синхронны как на востоке так и на западе.

Что же произошло в 1992 г., что позволило в процессе подготовки к G-7 в Мюнхене поставить вопрос о необходимости скорейшего закрытия АЭС советской разработки, и в первую очередь станций с реакторами РБМК? Если, как было объявлено, это забота о безопасности, то подобное требование должно было быть распространено на множество старых реакторов, в том числе и на Западе, а при экстремизме в повышении требований (исключение аварий типа LOCA и реактивных аварий) и на все традиционные типы реакторов эволюционного развития. Ничего принципиально нового в эти годы по технике РБМК найдено не было, да и не могло быть, ибо в большинстве стран для анализа не было надежных исходных данных, пригодных программ, а также квалифицированных по этому типу реакторов экспертов. Не было и финансирования, которое на Западе прекратилось в первые же годы непосредственно после чернобыльской аварии, и не реализовалось в сколько-нибудь глубокие исследования.

Сегодня можно встретить утверждения, что проект по анализу безопасности РБМК начался благодаря давлению, оказанному на Россию. Нелишним поэтому является напомнить, что давление с требованием закрыть прежде всего АЭС с РБМК в 1992 г. провалилось, поскольку к этому не оказалось технических резонансов. В то же время исходным событием по организации проекта явилось предложение, внесенное от имени СССР в сентябре 1991 г. на конференции МАГАТЭ "Safety of nuclear power - strategy for the future", а первая встреча будущих участников проекта последовала позднее в том же году. Нельзя не отметить высокий профессионализм большинства специалистов, привлеченных к проекту, за короткий период времени успевших не только воспринять достаточно новую для многих из них исходную информацию, но и предпринять попытки выполнить независимые расчеты, хотя и ограниченные, но в некоторых случаях весьма небезуспешные. Разумеется, что концентрация вокруг проекта КЕС работ, проводившихся ранее в рамках двустороннего сотрудничества, этому немало способствовала. Крайне удачной оказалась взаимодополнительность проекта КЕС и проекта в рамках МАГАТЭ. Нежелательное дублирование в рамках двух проектов было исключено благодаря опоре по основным техническим направлениям на одних и тех же специалистов. Хорошо скоординированная деятельность стиринг-комитетов Проекта КЕС и МАГАТЭ в последнее время сопровождалась постоянным и продуктивным взаимодействием с аппаратом группы G-24.

Позднее Вашему вниманию будут представлены как современный взгляд Генерального конструктора на безопасность АЭС с РБМК, так и рекомендации Международного проекта. Я хотел бы предварить их

моим пониманием основных результатов, достигнутых за краткое время реализации проекта:

I. Впервые для анализа безопасности АЭС с РБМК собрана команда специалистов не только высокой общей квалификации, но и представляющих все направления реакторостроения. Можно только сожалеть, что американские специалисты, аккумулировавшие опыт уран-графитовых канальных реакторов лишены возможности участия в проекте. Проект МАГАТЭ также не компенсирует этот недостаток. В то же время этот проект предоставил хорошую возможность сотрудничества с японскими коллегами, канальные аппараты для которых в настоящее время являются предметом пристального изучения.

II. Проект оказался весьма плодотворен: более 300 его рекомендаций тому свидетельство. Только в 16 случаях позиции западных и восточных участников оказались различны. Тем более важно отметить, что все технические рекомендации, содержащиеся в проекте, уже до его начала присутствовали в проектах и программах повышения безопасности АЭС с РБМК.

III. Анализ рекомендаций показывает отсутствие специфических для АЭС с РБМК проблем безопасности. Также как и на Западе для старых АЭС существующие проблемы связаны с доведением уровня безопасности до уровня современных требований или внедрением компенсирующих мероприятий.

IV. Обоснованные международной экспертизой планы повышения безопасности АЭС являются хорошей базой для выбора приоритетов и мер практического внедрения мероприятий по программам международного технического содействия.

V. Рекомендации западных участников проекта по дополнительным исследованиям ряда проблем соответствуют намерениям российских специалистов. Очевидные в настоящее время ресурсные ограничения могут быть преодолены включением соответствующих работ в программы КЕС, EBRD или двустороннего сотрудничества. Полученные при осуществлении соответствующих проектов результаты, в частности, программы могут быть использованы как для АЭС с РБМК и ВВЭР, так и для Западных АЭС.

VI. Также как в отечественных анализах, в рамках Международного проекта не было найдено технических причин для прекращения эксплуатации референтных АЭС до исчерпания проектного ресурса. Мы весьма сожалеем, что этот вывод, первоначально предложенный нашими западными коллегами; в дальнейшей работе был исключен из ключевых результатов со ссылкой на "Term of reference". Однако весьма существенно, чтобы он не был забыт, если будут предприняты попытки использовать результаты данного проекта в политических целях.

VII. Проект был важен для приобщения значительной группы российских специалистов, занятых военными работами по изотопным реакторам, к международному сотрудничеству. Уверен, что взаимодействие было взаимно плодотворным.

В рамках проекта сделан первый шаг к действительно международной оценке безопасности АЭС с РБМК. Первый – так как первоначальная попытка разобраться сразу со всеми аспектами безопасности на всех поколениях АЭС и даже на каждом из блоков – не могла по ресурсным ограничениям не провалиться. В то же время те рекомендации, которые уже сделаны, великолепная основа для того, чтобы не теряя дальше времени заняться повышением безопасности непосредственно на АЭС.

Мы понимаем, что **незавершенность анализа** может быть основанием для **продолжения этих работ**. Однако участвовать в них мы готовы в том случае, если по линиям международного содействия появятся **реальные шаги помощи нашим АЭС**. Международный проект ясно показал, что помощь требуется только ввиду глубокого экономического кризиса и ее следует оптимизировать для **снижения затрат из карманов западных налогоплательщиков**, чего пока, к сожалению, не происходит.

Я хотел бы завершить вступительное обращение глубокой благодарностью десяткам специалистов рабочих групп, выполнившим огромную работу, результаты которой сегодня представляются.

Е.Адамов

А квинтэссенция этих результатов сосредоточена в итоговых выводах;

«Безопасность АЭС, построенных по советским проектам, соответствует безопасности западных АЭС аналогичного года постройки».

Дорогого эти выводы стоят. Для экономики России – прибавка более 60 млрд. долларов продукции, которую выработают до завершения эксплуатации АЭС с реакторами РБМК. Этот вывод был нами опубликован ещё в 1994 г., до возможности оценить экономический эффект продления ресурса и по действовавшим тогда достаточно низким ценам на электроэнергию.

УДК 621.039.534.2.034.46

КАНАЛЬНОЕ НАПРАВЛЕНИЕ РЕАКТОРОСТРОЕНИЯ:
СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ

Адамов Е.О. (НИКИЭТ)

40 лет Обнинской АЭС — не только памятная дата начала развития ядерной энергетики, но и одна из вех в истории канального направления реакторостроения в нашей стране. Вернувшись к началу от создания первого промышленного реактора на комбинате «Маяк», это направление за почти 50-летнюю историю имело на своем пути и такие достижения, как производство изотопов для первых образцов ядерного оружия, и трагедию Чернобыля. В наши дни, когда эйфория далеких по времени успехов ошла, основателей ядерной индустрии, уже не должно кружить головы тез, что принял эстафету, и, кроме того, наступила пора известных опасок аварии на Чернобыльской

Политика России, Литвы, и в настоящее время и Украины по отношению к старым АЭС в большей степени, чем для западных стран, отягощена экономическими соображениями. Даже для благополучных в экономическом отношении стран оказывается целесообразным рассуждать не только об эксплуатации старых АЭС в пределах проектного ресурса, но и рассматривать перспективы его продления. Экономический императив для стран, использующих АЭС с РБМК, становится ясен из рассмотренных данных рис. 4. Сопоставление недополученной выгоды в случае преждевременного закрытия блока с затратами на разумное повышение их безопасности, оцениваемыми 350 млн дол. на блок, иллюстрирует одновременно и тезис об эффективности вложения средств в реконструкцию таких АЭС. Обобщенные результаты миссии ASSET, проведенной на всех площадках АЭС с РБМК (кроме Чернобыльской АЭС), позволило западным экспортам сделать вывод о том, что досрочный вывод из эксплуатации этих станций не является необходимым.

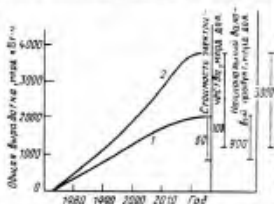


Рис. 4. Общая выработка электроэнергии на российских АЭС с РБМК (1) и ее стоимость в соответствии с национальным валютным курсом на 1.01.93 г. (2).

Легко оценить, сколько потеряли Украина и Литва, уступив давлению Запада и закрыв свои блоки с РБМК. Для экспертов, входивших в состав западной команды, согласие с этими выводами стало символом профессионального достоинства. Особенно для Дж. Тайрора, моего партнёра по многочасовому согласованию этой ясной и не допускающей превратного толкования фразы.

С целью исключить утверждения, что выводы проекта распространяются только на блоки последних модификаций и не отражают уровень безопасности первых очередей АЭС с РБМК, проект был продолжен. Его вторая фаза завершилась в 1996 г. На второй фазе для анализа были выбраны второй блок ЛАЭС (первое поколение), третий и четвертый блоки КуАЭС (второе поколение). Поэтому итоговые выводы покрывают все блоки АЭС с РБМК:

«...участники Проекта подтверждают, что на всех блоках с РБМК выполнены мероприятия, которые необходимы для предотвращения аварии, аналогичной чернобыльской аварии 1986 г. По их мнению, авария такого типа крайне маловероятна для любой из АЭС с РБМК».

Девять томов итогового отчёта отражают не просто уровень безопасности АЭС с реакторами РБМК. Они отражают также уровень компетентности специалистов ведущих в области ядерной энергетики стран, на момент представления этих материалов, неоднократно обсужденных как в МАГАТЭ, так и на многих других международных форумах. И до сегодняшнего дня не иссякает, хотя уже и не поток, но ручеек, публикаций на тему чернобыльской аварии. Однако не рассматриваются, как серьёзные, те из них, которые не учитывают результаты международного проекта.

Естественно, что основное внимание было сосредоточено на обеспечении безопасности действующих блоков. Но и подходы к окончательному решению проблемы 4-го блока параллельно вырабатывались. Лидером этих работ, безусловно, был В.А.Курносков, директор ВНИПИЭТ в Ленинграде. По проектам этого института были построены Ленинградская и Игналинская АЭС. Все другие проектировал Гидропресс. Тем не менее, именно ВНИПИЭТ был главным в поиске оперативных проектных решений во время сооружения Укрытия. В июне 1986 г., когда ВНИПИЭТ подключили к выполнению работ по укрытию, мне довелось водить Владимира Александровича по отметкам 4-го блока, где он визуально оценивал работоспособность несущих конструкций. Следует учитывать, что при

подписании 30 ноября 1986 г. Акта приёмки на техническое обслуживание законсервированного (sic!) энергоблока № 4 Чернобыльской АЭС, определённого срока эксплуатации установлено не было. Несколько ранее (11 октября 1986 года) Правительственная комиссия приняла “Вывод о надёжности и долговечности конструкций покрытия, а также радиационной безопасности реакторного отделения блока № 4 Чернобыльской АЭС”. Относительно срока службы объекта в документе отмечено: *“В связи с тем, что укрытие реакторного отделения строится на разрушенных конструкциях и в условиях высокой радиационной обстановки, а также учитывая сложность установки конструкций и контроля их положения, не имеем возможности получить достоверные данные об их несущей способности”*.

И далее: *“Учитывая низкую скорость коррозии в условиях работы конструкций при выполненных защитных покрытиях, можно считать обеспеченным срок их службы: из труб 30-40 лет, из балок – 30 лет»*.

Естественно, что проектные работы по проекту долговременного сооружения велись уже с конца 1986 г. Состоялось несколько НТС с рассмотрением различных вариантов. Экономика страны не позволяла рассматривать дорогостоящий вариант «зелёной лужайки», на который пошли американцы после аварии на Тримайле. Затраты в несколько миллиардов долларов могут быть оправданы, как способ отработки технологий, например, для совершенствования той же робототехники. В перспективе, не дай, Бог, ещё каких-то аварий. Однако затратив при всех излишествах, которые имели место летом 1986 г., на сооружение Укрытия около 350 млн. рублей из советского бюджета, мы искали не только безусловно надёжный, но и наиболее экономичный вариант. Одна из наших совместных с Курносовым публикаций даёт представление о выработанных тогда проектных решениях.



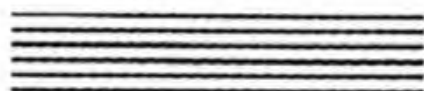
**The Damaged Power Unit of the
Chernobyl NPP:
Condition and Prospects**

NUCLEAR DECOM 92



I MECH E

17 February 1992



**RESEARCH AND DEVELOPMENT
INSTITUTE
OF POWER ENGINEERING**

entek



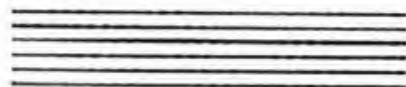
Prof. E. Adamov

Director of the Research and Development
Institute
of Power Engineering
Moscow

Prof. V. Kurnosov

Director of the Research and Design Institute
of Power Technology,
VO "VNIPIET"
St.Petersburg

Ministry of Atomic Energy
of the Russian Federation



RESEARCH AND DEVELOPMENT
INSTITUTE
OF POWER ENGINEERING



THE DAMAGED UNIT OF THE CHERNOBYL NPP: CONDITION AND PROSPECTS

ABSTRACT

The paper presents information on the design and condition of the shelter around the damaged Unit 4 of the Chernobyl NPP and gives an assessment of its nuclear and radiation safety, covering the period of 1987 to 1991. The prospects of improving the shelter and the design options proposed to ensure the Unit safety for the environment and the population, are considered.

The areas of major damage to the Unit

The state of the Unit after the accident has been covered in a fairly great number of publications but unfortunately the inaccuracies found in some of them give rise to substantial discrepancies in the general picture of the situation. In 1986, this could be largely justified by the difficulties in obtaining the information due to the high radiation levels both inside the Unit and on the site around it, whereas subsequently part of the information was lost in the course of the operations on building the shelter, when, for instance, many of the compartments were filled with concrete. Therefore it appears advisable to give a general description of the portions actually destroyed and of the related consequences (Fig. 1,2).

The reactor core was completely destroyed. In the central hall, the ceiling fell down, the bridge crane and refuelling machine broke loose from the rail tracks. The ceilings and walls of the drum separator compartments collapsed. Two storeys of the deaeration stack, the outer walls and roof of the emergency core cooling system were destroyed. Local damage was caused to the engine hall ceiling and to the compartment of auxiliary systems of the reactor section. Some framework

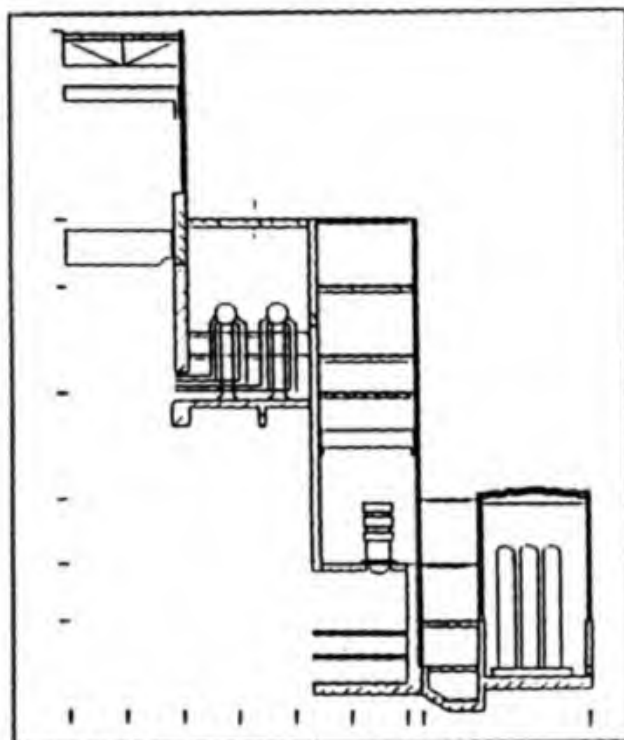


Fig.1. Reactor section before the accident.

columns are seen to be shifted. The numerous cases of damage to the rest of the compartments did not have a great effect on the general stability of the structure.

Principal solutions on entombing the damaged unit

What is generally referred to as the shelter, or sometimes «sarcophagus», is a complex of structures built after the 1986 accident to confine the damaged unit of the Chernobyl NPP, including the reactor section, deaeration stack and part of the turbine hall. As known today, inside the shelter there are some 180 t of fuel-containing materi-

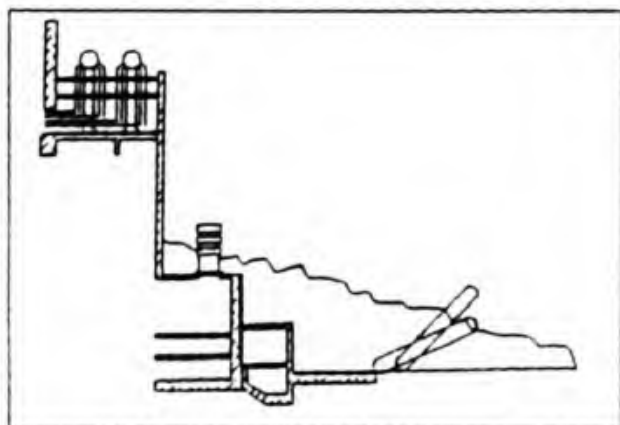


Fig. 2. Reactor section after the accident.

al (FCM), about 64 thous. cu m of radioactive building materials, 10 thous. t of metal structures and 800-1000 t of radioactive water. It is assumed that $(3.5 \pm 0.5)\%$ of nuclear fuel containing non-volatile radionuclides, including transuranium elements, cerium-144, and $(33 \pm 10)\%$ of cesium isotopes, were released from the shelter.

The design solutions for providing the shelter were found practically in the course of operations, which allowed completing its construction in November 1986. The main problem was solved, which consisted in confining the bulk of radioactive material left inside Unit 4 and preventing its egress into the environment. The surveillance kept in the subsequent years testified to the adequate efficiency of the measures taken.

Walls were erected to separate Units 3 and 4. The wall thickness, ranging from 1 to 6 m, was determined not so much by structural considerations or adequacy of radiation protection as by the possibility of abandoning manual work, such as erection of forms, and pouring concrete in between the existing walls, which allowed reducing the exposure of emergency workers. The design of protective walls around the periphery of the Unit was dictated basically by the technology of remotely controlled operations (Fig. 3).

The northern protective wall, placed on the side of the greatest damage to the structures, is made of concrete in ledges 10 to 12 m high. Enclosed inside the wall there is a cast-in storage of high-level wastes collected from all over the site into open metal boxes. The wall left standing on the western side was backed up and strengthened by buttresses 50 m in height.

The greatest difficulties were encountered by designers and builders in erecting the shelter. The final design combines metallic bearing structures

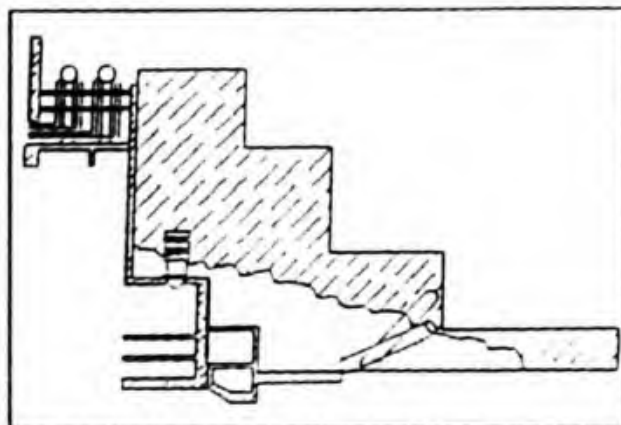


Fig. 3. Cascade wall (under construction).

resting on the old and newly built walls, a deck made of 34.5 m pipe sections 122 cm in diameter, and a roof built of shaped or flat metal plates.

Analysis of the unit condition and safety level after completion of the shelter construction

Over the years 1987 through 1991, the damaged unit saw extensive work on monitoring the state of the main structures, ascertaining the location of the fuel-containing material (FCM), on measuring the actual radioactive releases from the shelter.

Condition of the reactor section. As seen from Fig. 4, the top plate of the reactor's biological shield lifted by the explosion, stands on the edge at 15° to the vertical. Inspection of the core space showed that the bottom of the plate had no support. On one side, it wedged into the inner barrel of the annular tank of the side biological shielding, with its other end resting on a reinforced-

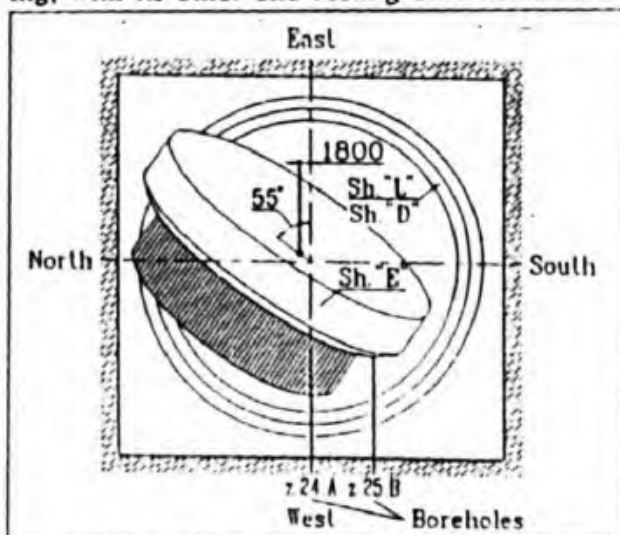


Fig. 4. Position of the top metal structure.

concrete plate jammed between the remains of the steam discharge pipes and the same shielding tank. With the total weight of the metal structures and of the components it bears coming to 3600 t, their position can hardly be qualified as absolutely stable.

A number of holes bored through the adjacent walls and regular metal structures of the reactor allow examination of the cavities, photography and filming. As it turned out, no core components were left in any semblance of order inside the reactor space (Fig. 5). The reactor base plate is found some 4 m below its design position and is partially destroyed. The debris on the plate contains graphite blocks and other core components, and concrete which partly found its way into the vault during the operations in 1986. The same concrete penetrated into the compartments under the reactor and adjacent rooms where much of the fuel can also be found. Having melted the serpentine, steel and other materials, part of the FCM mixed with concrete components to form lava streams which spread into the corridors and rooms below the reactor support plate.

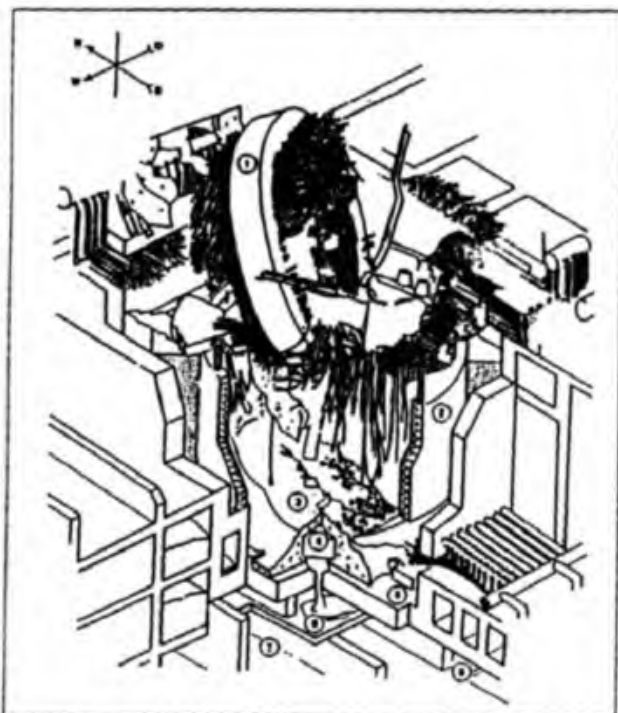


Fig. 5. View of the core after the accident, reconstructed by visual inspection, photography and filming.

The central hall of the unit is strewn with disfigured structures and materials dropped from helicopters during the fight with the fire. In some areas the debris depth reaches 15 m.

Fuel location in the shelter. This problem has perhaps the greatest discrepancies in its coverage. The studies carried out mostly by experts from the Institute of Atomic Energy, allow narrowing the range of uncertainties in locating the fuel masses. Apart from lying at various levels inside the shelter, the core fragments ejected during the accident were found on the roofs of the adjacent buildings and on the ground around the unit. Some of those fuel assemblies were put into standard containers and removed from the site, whereas apparently the greater part of them (except the fuel left in the reactor vault and adjoining compartments) were encased inside the cascade wall. About 6 to 10 t of finely dispersed fuel spread over many rooms of the shelter, with the bulk of it, however, found in the central hall.

As currently believed, the major portions of fuel are contained in the lava-like formations which can be observed in many rooms under the reactor. It is on these formations that extensive studies were carried out to determine their composition, distribution over rooms and levels of activity (Fig. 6).

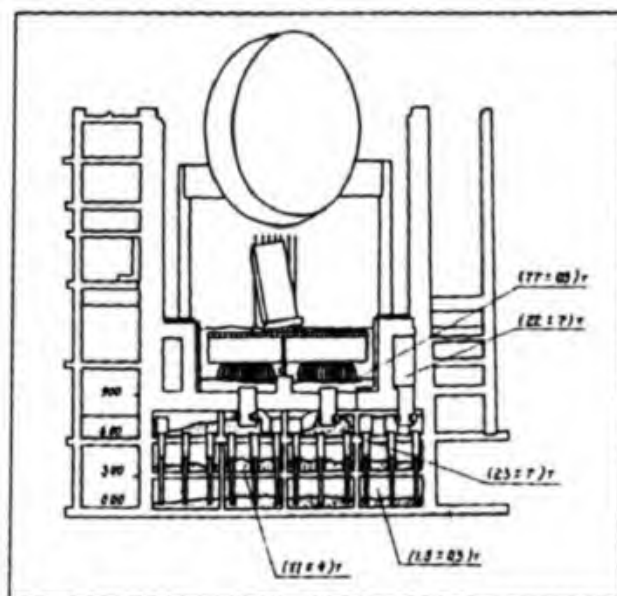


Fig. 6. Distribution of fuel-containing materials over the main compartments.

The generalized data on FCM distribution are given in Table 1 in terms of uranium content.

The purely fuel particles detected inside the shelter, can be divided into two classes. The first class includes the coarse particles tens of microns in diameter, coming from one or several UO_2 grains along the boundaries of which fuel pellets were destroyed in the first moments of the acci-

dent. The second class comprises lighter particles several microns in size which were formed in the process of graphite burning, fuel oxidation and interaction with the surrounding materials. The average fuel content in such particles comes to a few tens of percent. It is exactly these particles that determine the aerosol activity inside Unit 4.

The density of the coarse particles approaches 10 g/cu cm, which coincides with the nuclear fuel density. The composition of the uranium oxides is determined by the phases of UO_2 - $\text{UO}_{2.4}$ found in approximately equal proportions. The fine particles vary widely in the composition of both radionuclides and the carrier. The distributions of these particles in size and activity are fairly well represented by the normal laws, with the median values being 5 μm and 3×10^{-3} Ci/ μm^3 , respectively.

The fuel contained in the lava-like masses is found in the form of finely dispersed particles embedded in a vitreous matrix, with their average content making up 9.5% and the maximum coming as high as 18% by weight. Gamma spectrometry has corroborated the calculated values of fuel burnup ranging between 7.5 and 13.5 MW $\times$ day/kg of U, with the medium value constituting 11.5 MW $\times$ day/kg of U.

The dynamics of variations in the FCM state studied in the last years is characterized by disintegration of fuel particles, surface deterioration of the lava-like materials, formation of new uranium compounds on the lava surfaces, and leaching of radionuclides from FCM by water. The danger of these processes lies in the increasing migration ability of the fuel particles.

Nuclear safety of FCM in the shelter. Study of the nuclear and physical parameters inside the damaged unit has been carried on since immediately after the accident to determine the probability of initiation of a self-sustaining chain reaction. Right after the accident, special measures were taken to prevent nuclear emergencies, including introduction of boron-containing materials into the areas of probable FCM residence, for neutron absorption.

The quantitative figures for the multiplication factor obtained by experiments are under 0.4 for all FCM areas as found by special passive neutronic techniques and are below the sensitivity threshold (0.7) as shown by active techniques. Calculations and studies on the physical model of FCM have attested the high subcriticality of all the

FCM formations and core fragments. The maximum value of K_{eff} does not exceed 0.3.

Structures — their condition and predicted durability. All the major bearing structures of the shelter are designed in compliance with the Building Code. The structure mounting was remotely controlled wherefore the supporting components were checked for close fit by various remote techniques without direct human attendance. The customary mounting methods of fixing the supporting units of the structures, such as welding and bolting, were inapplicable at the time on account of the radiation conditions. Resistance to shearing forces is created mostly by friction.

Regular observations conducted since 1986 made it possible to detect changes in the condition of frames in some compartments, such as those of the main circulation pumps and deaeration stack. In such cases, reinforcement of the structures was designed and implemented.

The data from diagnostic systems and geodetic survey of subsidence and tilts of the structures, show that no changes in their position occurred which would call for additional reinforcement measures at the present time. The same was attested to by the examination of the shelter after the earthquake in May, 1990, whose magnitude at the Chernobyl site was 3.5-4 on Richter scale.

The 30-year life span, the shelter was designed for, may be apparently regarded now as a quite realistic forecast. Examination of the possible emergency situations shows that consideration should be given, even though with a very low probability, to the accidents caused by such natural phenomena as hurricanes (shelter roof wrecking) and whirlwinds (spread of dustlike particles in environment) as to the events fraught with gravest consequences. Among the technogenic impacts to cause the greatest consequences are, for instance, aircraft crashes.

Shelter condition monitoring. Efficient supervision was established at the facility to watch both the condition of the FCM proper and transfer of radioactivity inside the shelter and, particularly, its release outside. Neutron and gamma radiation detectors and thermal monitors are installed both in compartments and in specially drilled boreholes (Fig. 7).

Permanent diagnostic systems inside the facility ensure continuous control over the dynamics of variations in the exposure rate near the major sources of radiation in the central hall, reactor

vault, compartments under the reactor, and in the spent fuel pond.

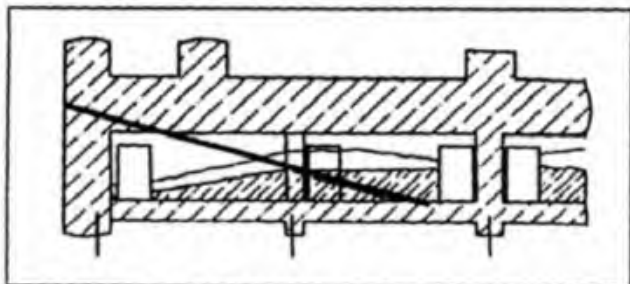


Fig.7. Borehole in the top level of the pressure suppression pool.

The maximum value recorded in monitoring the radioactivity releases through the holes in the upper part of the shelter (< 0.011 Ci/month in 1990) is well below the maximum permissible rate of long-lived isotope release, set for the operating NPPs. It should be noted that the share of Pu in the total activity does not exceed 1%.

The facility ventilation relies on the natural exhaust at 10 to 40 thous. cu m per hour. The total activity escape through the stack in 1990 does not exceed 0.015 Ci, with Pu release accounting for 0.6% of the total activity.

The main activity transfer inside the shelter rooms is related to the movement of radioactive materials with water whose total volume in the rooms explored comes to 800-1000 cu m. The total activity of water samples studied for gamma-emitting isotopes does not exceed 2.3×10^{-3} Ci/l, with the main contribution made by cesium isotopes found in a dissolved state. The content of U isotopes comes to 0.1-5 mg/l, while the Pu activity does not exceed 2×10^{-8} Ci/l.

Thus the highest estimate of releases from the shelter in 1990 is 0.3 Ci/yr.

The recent years saw extensive studies on the dynamics of variations in the radiation conditions in different rooms of the shelter. The highest radiation level was currently detected in the spent fuel pond (> 5000 R/h). Among the rest of the

compartments, the highest exposure rate was found in the steam distribution corridor (3500 R/h).

Design proposals for the shelter improvement. In view of the above factors making it impossible to regard the existing structures as an adequate long-term solution for environmentally safe confinement of radioactivity, efforts were made to explore alternatives for further actions.

Consideration was given to the following alternatives which integrate the suggested ideas:

- The «Arch» Alternative consists in providing a reinforced-concrete cover around the existing facility, which would isolate the shelter and allow performing any operations on the damaged unit under its protection with no hazard to the environment.

- The «Green Lawn» Alternative envisages complete dismantling of the damaged unit down to elevation +9.00 in the reactor section and down to +12.5 in the rest of the building, to be followed by filling the lower-elevation rooms with concrete.

- «Intermediate concreting of the reactor section». This alternative is aimed at gradually filling all the reactor section compartments with concrete up to elevation +41.0 and the rest of the building rooms up to elevation +12.5, to be possibly followed by dismantling the metal structures of the shelter found above.

On examining these alternatives, the Scientific Council has recommended adopting the last one as an option showing the greatest promise in terms of economic feasibility, prompt improvement of the environmental safety of the damaged unit and its long-term isolation (for more than 100 years). At the same time, a series of measures are contemplated to prevent water ingress into the FCM residence areas, effect further dust suppression inside the shelter and secure the top metal structure of the reactor.

Note. In preparing this paper the authors have drawn upon the research and engineering data from the RDIPE, VNIPIET, Institute of Radioecological Problems and Nuclear Power Engineering of the Byelorussian Academy of Sciences, and Kurchatov Institute of Atomic Energy.

Реализация представленных предложений оценивалась в 150 млн. рублей. Сегодня к концу 2008 г. возможно, что затраченные (разумеется, не из украинского бюджета) суммы уже составляют сотни миллионов долларов. Даже контуры нового сооружения ещё не обрисовались. Весьма грустно, что средства налогоплательщиков западных стран тратятся столь бездарным способом. А реалистичные и даже защищённые патентами проекты положены на полку.



На основании Патентного закона Российской Федерации, изданного в действии 14 октября 1992 года, Российским агентством по патентам и товарным знакам настоящим патентом на изобретение

**ЗАЩИТНОЕ СООРУЖЕНИЕ ДЛЯ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ
СПОСОБ И МАТЕРИАЛ ДЛЯ ЕГО ИЗГОТОВЛЕНИЯ**

Патентообладатель(и):

см. на обороте

по заявке № 98111373, дата поступления 15.06.98

Приоритет от 15.06.98

Автор(ы) изобретения:

см. на обороте

Патент действует на всей территории Российской Федерации в течение 20 лет с 15 июля 1998 г. при условии своевременной уплаты пошлины и поддержания патента в силе

Зарегистрирован в Государственном реестре изобретений Российской Федерации

г. Москва, 27 июля 1999 г.



Генеральный директор
А.В. Корнилов

На основании Пат.
14 октября 1992 года,
настоящий патент на
СПОС
ПОВ

Патентообладатель

по заявке № 98111373

Приоритет
Автор(ы)

Глава 5. Есть ли будущее у канальных уран-графитовых реакторов?

Для разработчиков этого реактора такой вопрос никогда не стоял. Планы создания РБМ КП, уже ко времени аварии на ЧАЭС, реализовывались в виде проектных решений. При необходимости сосредоточиться на модернизации эксплуатируемых РБМК и ещё одной весьма актуальной по сегодняшней день тематике, я относился к этим планам нейтрально. Понимая, впрочем, их абсолютную нереализуемость. Причём отнюдь не по техническим причинам.

Свои преимущества эти реакторы сохраняют и сегодня: возможность непрерывных перегрузок топлива (принципиально большой КИУМ) и удаления сборок с негерметичными твэлами, положительная роль графитовой кладки как аккумулятора тепла в активной зоне, простота наработки любых необходимых изотопов. Немаловажным является и отсутствие ограничений по машиностроительной базе и транспортировке крупногабаритного оборудования (нет корпуса реактора, парогенераторов). Если бы к принятой в 2006 г. программе форсированного наращивания числа блоков относились всерьёз, в первую очередь достроили бы 5-й блок Курской АЭС высокой степени готовности. А затем построили нужное количество блоков, в том числе и АЭС с реактором МКЭР-1500, не будучи связанными ограничениями Ижорского и Подольского заводов тяжёлого машиностроения. Разработка с нуля ВВЭР-1500 тоже не понадобилась бы: на Игналине был опыт эксплуатации РБМК-1500.

Основной среди недостатков существующих блоков – отсутствие контейнмента. Выполненные в 1990-е годы проработки реакторов МКЭР мощностью от 800 до 1500 МВт показали возможность размещения как реактора, так и всех систем, влияющих на безопасность, а также перегрузочного комплекса в пределах двойного контейнмента (металлическая и бетонная оболочки), не уступающего по своим способностям противостоять как авариям на реакторе, так и внешним воздействиям, АЭС с реакторами других типов.

Reprinted from

Nuclear Engineering and Design

Nuclear Engineering and Design 173 (1997) 59–66

Status and prospects for pressure-tube water-cooled graphite-moderated reactors

E.O. Adamov ^{a,*}, I.I. Grozdov ^a, A.A. Petrov ^a, Yu.M. Cherkashov ^a,
E.V. Burlakov ^b, A.Ya. Kramerov ^b

^a Research and Development Institute of Power Engineering, P.O. B. 788, 101000 Moscow, Russian Federation

^b Russian Research Centre 'Kurchatov Institute', Kurchatov Sq. 1, 123182 Moscow, Russian Federation



ELSEVIER



Status and prospects for pressure-tube water-cooled graphite-moderated reactors

E.O. Adamov ^{a,*}, I.I. Grozdov ^a, A.A. Petrov ^a, Yu.M. Cherkashov ^a,
E.V. Burlakov ^b, A.Ya. Kramerov ^b

^a Research and Development Institute of Power Engineering, P.O.B. 788, 101000 Moscow, Russian Federation

^b Russian Research Centre 'Kurchatov Institute', Kurchatov Sq. 1, 123182 Moscow, Russian Federation

Abstract

An overview is given on the 50 year experience in the development of pressure-tube water-cooled graphite-moderated reactors (WCGMR) in Russia and operation of NPPs with RBMK-type reactors. Advantages and shortcomings of WCGMR are pointed out. Also described is the systematic upgrading effort for some RBMK systems and components meant to enhance their reliability, safety and lifetime. A possibility of further improvement of the economic performance of NPPs is discussed. The paper gives technical features of the MKER-800 reactor plant designed to replace power units with RBMK-type reactors at the end of their lifetime. Pressure-tube and pressure-vessel reactor concepts adopted in the Russian nuclear power system are mutually complementary, which is an important merit and advantage of such a model of power development. © 1997 Elsevier Science S.A.

1. Introduction

From once-through pressure-tube water-cooled graphite-moderated production reactors (WCGMR) to dual-purpose reactors, to the world's first NPP reactor, to superheated steam reactor, to a series of NPPs with RBMK-type reactors—such is the evolutionary development of pressure-tube reactors in Russia.

Currently, Russia operates 11 power units with RBMK-1000 reactors and the Ukraine operates one such power unit. Two power units with RBMK-1500 reactors operate in Lithuania.

In terms of the time of design and availability

of safety systems, power units 1 and 2 of the Leningrad and Kursk NPPs belong to the first generation; units 1 and 2 of Smolensk and units 3 and 4 of Leningrad and Kursk belong to the second generation, and unit 3 of Smolensk and unit 5 of Kursk, which are under construction, belong to the third generation of NPPs with RBMKs.

During the whole time of their operation, RBMK power units have been the cheapest nuclear producers in the USSR (Russia), with the highest capacity factor. By July 1996, the integrated power production at all NPPs with RBMK has reached 1363.8 billion kWh, including 1026.8 billion kWh generated at Russian NPPs, which accounts for 54.5% of the total integrated power production at Russian NPPs (Sidorenko, 1996).

* Corresponding author. Fax: +7 095 9430074.

Out of 415 nuclear power units with a capacity above 150 MW, which operate across the world, 40 have generated over 100 billion kWh. Five of them are power units with RBMK reactors. Leningrad 1 comes seventh by this indicator.

Of 99.35 billion kWh of power produced by Russian NPPs in 1995, NPPs with RBMK account for 53.3% (with their capacity accounting for 51.9%).

The operation of the power units with RBMK reactors has always been reliable and this tendency has persisted over recent years. Given a general decreasing trend in such important operation indicators as 'the scram number per unit' shown by Russian NPPs, this indicator is even lower in RBMKs than in NPPs with other reactor types (see Fig. 1).

2. Enhancing the RBMK NPPs safety and cost-effectiveness

The accident at Chernobyl NPP in 1986 has revealed a number of technical shortcomings in the RBMK reactor design which aggravated the consequences of the accident. The scope of the tragedy called for urgent technical measures to change the reactor neutronics and exclude any possibility of Chernobyl-type accidents at these power units by enhancing the efficiency of controls.

This work called for an urgent computational analysis of the neutronics and safety of NPPs with RBMK, including the completeness and serviceability of the safety-related systems, which had to be carried out at an essentially new level using more up-to-date computer codes. Technical and organizational measures were developed and implemented, which allowed Russian and foreign experts to make a conclusion on a considerable improvement of the safety of NPPs with RBMK reactors.

The next stage in the safety enhancement of NPPs with RBMK reactors involves a comprehensive safety analysis with participation of the most competent foreign scientists and specialists, development and review of the concept for the upgrading of the first- and second-generation

RBMK units. Completion of the first upgrading stages at Leningrad Units 1 and 2 has demonstrated the basic possibility of raising the safety of even the oldest RBMK units to the level acceptable for continuation of their operation till the end of their design lifetime.

The greatest changes were made in the safety systems whose capabilities and serviceability largely provide for reactor safety in the most dangerous accidents. These are the first of all the CPS, ECCS and reactor cavity overpressure protection system. As a result of the first upgrading stages, the capacity of the reactor cavity venting system has been raised more than 3-fold. The ECCS has adequate water reserves, equipment mix and redundancy to ensure appropriate core cooling under design-basis accidents. The CPS system with its up-to-date electronic components, provides reliable reactor control and shutdown. Further CPS upgrading will be aimed at ensuring its compliance with all regulatory requirements for these systems.

Having reviewed the technical measures taken at RBMK plants in 1986–1993, the Western experts gave the following assessment of their effectiveness and completeness in the final reports on the international projects which looked into the safety of NPPs with RBMK reactors: "Immediately after the Chernobyl NPP accident, extensive measures were taken to prevent its recurrence. Like at all NPPs of the world that were built using old regulations, continuous upgrade and



Fig. 1. Average number of scrams per power unit: (1) RBMK; (2) VVER-440; (3) VVER-1000; (4) all NPPs (Russia).

retrofit are being made to NPPs with RBMK reactors to raise their safety to the acceptable level".

Therefore, a systematic safety enhancement effort at NPPs with RBMK reactors has made it possible to operate these plants till the end of their design 30-year lifetime, also giving sound grounds for considering the possibility of extending the lifetime of these NPPs for another 5–10 years, provided their safety is continuously maintained at an acceptable level.

The economic benefits of such an approach to NPP operation are evident for the country with its current economic situation. Electricity worth 46 billion dollars can be generated by NPPs with RBMK reactors before their 30-year service life is over. Given an extra 10 years of operation, the plants will produce electricity worth another 29 billion dollars. A delay in the decommissioning of RBMK units, which requires considerable investments, will also save a lot of money. Besides, investments in the replacement facilities will not have to be made until a more economically favourable period.

An in-depth safety analysis performed in 1995–1996 for the Ignalina NPP failed to identify any technical measures whose prompt implementation is absolutely imperative for continued operation of the power units at an acceptable safety level. This analysis was carried out as a joint effort with Western experts using the methodologies and computer codes which are presently used in the NPP safety analyses in the countries with well-developed nuclear power.

Besides, in-depth analysis has shown further ways of raising the safety of NPPs with RBMK reactors. Such safety upgrades currently under design include:

- the second (independent) reactor shutdown system;
- scrams on the pressure decrease rate in the circulation circuit and on the decrease of coolant flow in the distributing group header;
- installation of controls which considerably reduce the CPS cooling circuit voiding effect; separation of the CPS cooling circuit into two loops;
- improvement of reactor neutronics without sacrificing the economic efficiency of fuel per-

formance, which it is currently done by using burnable erbium poisons;

- introduction of a 'safety culture' at the plants through improved staff training. For this, full-scale simulators are being installed at Leningrad and Kursk NPPs. For the operators convenience and to provide operators with additional information for making decisions, all power units starting with Kursk-2 are being fitted with safety parameter display systems. For the same purpose, improved operating procedures are being developed for all NPPs with RBMK reactors. In these procedures, operator actions are based on the actual situation at the affected power unit.

Further operation of NPPs with RBMK reactors will involve a step-by-step upgrading of the first-generation power units, refurbishment and replacement of equipment at the second-generation NPPs and the start-up of Kursk-5. At the same time, recurrent safety reviews will be performed for each power unit, and well-grounded recommendations for further safety improvements will be made.

An intensive work is being currently done to improve the economic performance of NPPs with RBMK reactors through reducing the fuel cost. The first step in the reduction of the fuel cost after its considerable increase, due to additional absorbers (AA) introduced in the core as a part of the 1986 measures to improve reactor neutronics, was the transfer of the reactors to the use of fuel with 2.4% rather than 2% enrichment. As a result, the adverse effect of the installation of additional absorbers was reduced by more than 1/3.

The next step in fuel cost reduction is connected with erbium absorber introduction into the fuel, first with 2.6 and then 2.8% enrichment. The use of this fuel will allow the abandonment of AA, reducing uranium consumption and restoring the economic efficiency of the fuel.

With the fuel enrichment raised from 2.4 to 2.6%,

- the fuel burn-up is increased by 22.6%;
- the annual economic gain in the reactor fuel cycle is 4.83 million dollars per power unit;
- the annual economic gain from reducing the amount of spent fuel in the post-irradiation fuel cycle is 6.0 million dollars per power unit.

With the fuel enrichment raised from 2.4 to 2.8%,

- the fuel burn-up is increased by 39.8%;
- the annual economic gain in the reactor fuel cycle is 6.8 million dollars per power unit;
- the annual economic gain in the post-irradiation fuel cycle is 9.1 million dollars per power unit.

3. Prospects for pressure-tube water-cooled graphite-moderated reactors

During severe accidents (SA), pressure-tube WCGMRs (Burlakov and Kramerov, 1996) show a very high safety level owing to their specific capabilities which stem from their pressure-tube design, graphite properties and boiling, including:

1. Lateral removal of residual heat from FAs voided for a long time to graphite (by radiation) and neighbouring channels of the undamaged loop (by heat conduction), which permits cooling without disastrous overheating of the damaged FAs and FCs. Residual heat release from voided channels to moderator and non-voided channels (including the CPS channels) provides essential mitigation of severe accidents with channel voiding, even with a postulated failure of ECCS. In other large-size reactors, long-term voiding with the loss of in-house power leads to extremely grave consequences (up to the multiple melting of fuel elements).

2. Optimization of coolant reactivity effects to eliminate fast positive power and density feedbacks, and ensure power self-limitation or self-suppression (during loss of coolant, flow reduction with blackout). This helps to avoid disastrous consequences even in case of the failure of active cooling and scram systems.

3. On-load refuelling and, hence, a small reactivity margin required for burn-up.

4. A multi-loop cooling circuit with small-diameter pipes and minor flow discharges during severe LOCAs. This allows simplification of the ECCS, confinement system and containment.

5. Simplicity and, hence, reliability of the CPS hydromechanics (in some channels, with no coolant pressure).

6. The possibility of FCs replacement and, in some structures, partial replacement of graphite moderator to extend the lifetime up to an optimal economic value.

7. A well-developed natural coolant circulation, the possibility of passive heat removal (the feedwater for the ECCS, an evaporating condenser for residual heat removal in case of a loss of the ultimate heat sink).

8. The possibility of isotope production in special channels for industrial and medical applications.

The moderator to fuel nuclei ratio chosen in pressure-tube WCGMRs provides a slightly negative void reactivity effect, optimal in terms of intrinsic safety and also helping to mitigate hypothetical transients and accidents with the postulated failure of the whole emergency protection system (the so-called ATWS). Such effect is already being put to use at Kursk-5, currently under construction.

Owing to simple (as compared to pressure-vessel reactors) operating conditions of the EP elements in pressure-tube reactors (in separate channels, at low pressures and temperatures), the probability of EP failure (ATWS) is very small.

Due to the above-mentioned intrinsic properties and capabilities of pressure-tube WCGMRs, they have fairly high inherent safety, giving the personnel enough time to avoid very serious consequences of ATWS. Even in such severe accidents as the loss of coolant flow, loss of coolant, loss of in-house power or of heat removal to the ultimate heat sink, the 'density' reactivity goes down, hence limiting power increase along with the Doppler effect, or together with the graphite temperature effect, causing power setback or reactor shutdown without multiple fuel melting.

Pressure-tube WCGMRs have a flexible and fairly cost-effective fuel cycle. They require fuel with low enrichment, which allows reprocessed fuel from VVER reactors to be used in them, thus reducing the fuel consumption and cost. Such a fuel cycle has been used in Russia for 15 years, with uranium from VVER-440 spent fuel used for manufacturing RBMK fuel element.

Hence, having a flexible fuel cycle, pressure-tube water-cooled reactors may use the PWR spent fuel, mixed oxide (MOX) fuel, low-enriched fuel and fuel with high enrichment and burn-up for reducing manufacturing, storage and reprocessing costs.

An in-depth analysis of WCGMR shortcomings shows that the disadvantages of pressure-tube reactors have been grossly exaggerated.

A large number of channels and pipelines, with their many components does not in fact unduly raise the cost or lower the capacity factor, as it is shown by the manufacturing and operating experience of the pressure-tube reactors. Personnel exposure during preventive maintenance may be reduced by providing easier access and appropriate shielding.

Graphite is a stable material so that its potential ignition and self-sustained burning with no reactor runaway requires a preliminary hypothetical growth of graphite surface (crushing) to give access (suction) to the air in the graphite stack, which is highly unlikely. Besides, graphite oxidation may be excluded by technical means (a double inert gas barrier, coatings on the blocks surface).

Large dimensions of the core have only a minor influence on the size and cost of the reactor facility and do not exclude a possibility of enclosing all the reactor facility in one containment (of approximately the same size as in case of VVER, but under lower pressure).

The designs of new and advanced WCGMRs are the result of the evolutionary development of the existing reactors towards an effective containment to envelope reactor facility; a multi-loop system for removing heat from the neighbouring channels to different loops, with measures taken to exclude the possibility of a common-cause multiple channel rupture which is dangerous for the reactor; an essentially improved venting system to dump gas-system mixture from the reactor cavity; putting to use active and passive reactor shutdown capabilities, with guaranteed residual heat removal, in particular in case of LOCA + LOECCS; simplification of the plant systems and minimization of

valves in the reactor facility; reduction of specific core power rating and use of natural circulation.

WCGMRs are also being improved along the traditional lines of raising the quality of building, manufacturing and installation of components and systems; improving the diagnostics systems used for in-service inspection of the circuit's metal and equipment; simplifying and improving the process monitoring, information display and operator support; improving repair conditions, etc.

More radical changes in WCGMRs are possible in the more distant future and have already been studied. They range from a building block-modular design of reactors with saturated and superheated steam to reactors with independent fuel channels with a steam generator and a steam separator in channel heads (i.e., with no external radioactive circuit).

A considerable safety enhancement of NPPs with RBMK reactors as compared with existing plants, due to a better use of the advantages of the pressure-tube reactors, may be demonstrated already during start-up of the latest of RBMK units (Kursk-5). The optimal core neutronics have been obtained by providing the possibility of changing the fuel-moderator (graphite) ratio within a wide range. The amount of graphite in this reactor has been reduced by approximately 20%.

Another innovation which will also demonstrate the advantages of pressure-tube reactors will be a 2-fold reduction in the positive voiding effect of the CPS cooling circuit. It is achieved due to the separation of the CPS circuit into two independent cooling loops. Besides, the power unit will have a system for confining radioactive releases from upper rooms of the reactor hall in case of an accident (a confinement) and a system for isolation of steamlines by fast-acting cut-off valves to prevent radioactivity release to the environment during accidents with a steamline rupture in the turbine hall. The reactor facility will also be equipped with two independent shutdown systems and a dual-set integrated three-train instrumentation, control

Table 1

Technical data of a power unit with MKER-800 reactor facility

Thermal power (MW)	2450
Electric power (MW)	800
Steam output ($t\ h^{-1}$)	4600
Heat generation for district heating ($Gcal\ h^{-1}$)	250
Fuel channels:	
Number of channels with FAs	1580
Number of ICPS channels	241
Square FC grid pitch (mm)	235
Fuel assemblies:	
Maximum fuel channel power (kW)	2050
Average fuel (U) load per FA (kg)	90.4
Fuel:	
Maximum linear fuel rating ($W\ cm^{-1}$)	280
Enrichment in U^{235} (%)	2.0–2.4
Maximum temperature ($^{\circ}C$)	1050
Average burn-up ($MW\ day\ kg^{-1}$)	28
Graphite:	
Maximum power density ($kW\ m^{-3}$)	490
Maximum temperature ($^{\circ}C$)	510
Coolant:	
Overall flow rate via reactor ($t\ h^{-1}$)	23 300
Pressure in steam separators (MPa)	7
Average steam quality (%)	20
Feedwater temperature ($^{\circ}C$)	230
Safety indicators:	
Minimum margin to dryout	1.25
Voiding effect for all FCs in the core with fully withdrawn ICPS rods	–1.06
Service life of components not subject to replacement (years)	50

and protection system (ICPS) which includes several new effective scrams.

An MKER-800 reactor facility with a multi-loop boiling-type power reactor of WCGMR type is currently under development (Table 1). The reactor has been designed with the *maximum use of the advantages* of pressure-tube reactors (see Section 3) (Adamov et al., 1996). The reactor facility is being designed to replace power units with RBMK reactors. The unit's electric power may be increased to 860 MW with no steam extraction for the district heating.

Reactors, components and pipelines of the circulation circuit as well as the majority of the support systems are located in a leaktight containment (Fig. 2). The containment is designed

to withstand an overpressure of 0.15 MPa. A multi-loop design of the MKER-800 reactor allows the reduction of the coolant amount which flows to the containment during an accident, hence considerably reducing the pressure in the containment. The component arrangement enables the diagnostics and maintenance of the inner lining of the containment and reactor components. The upper part of the containment accommodates water tanks of the passive cooldown system. The water inventory is sufficient for a long-term (over 72 h) core cooldown in emergency with NPP blackout.

The reactor has special channels for producing various isotopes and radiation doping of silicon ingots with diameters of up to 205 mm.

The MKER-800 reactor facility has 16 circulation loops. Each loop consists of a steam separator (one per two loops), two downcomers, water and water–steam lines and fuel channels (see Fig. 3). The coolant circulation is natural and boosted by jet pumps (injectors). Injectors are installed in each of the downcomers through which the circulation water is removed from the separator. The injector and the distributing header are located in the protective casing and form a pressure unit.

Water lines (about 50 reactor fuel channels) are connected to each pressure unit. The water heats up and partly evaporates as it passes the FC. The water–steam mixture goes via the pipelines to the horizontal-type steam separators which are divided into two halves in terms of water but have a common steam volume.

The separated steam with a pressure of 7 MPa goes via the outlet pipes on which cut-off and main safety valves are installed to the main steamlines which deliver steam to the turbine-generator set. A possibility is provided to dump steam from steamlines to the passive cooldown systems.

4. Conclusion

The 50-year experience in designing and operating pressure-tube WCGMRs shows that these

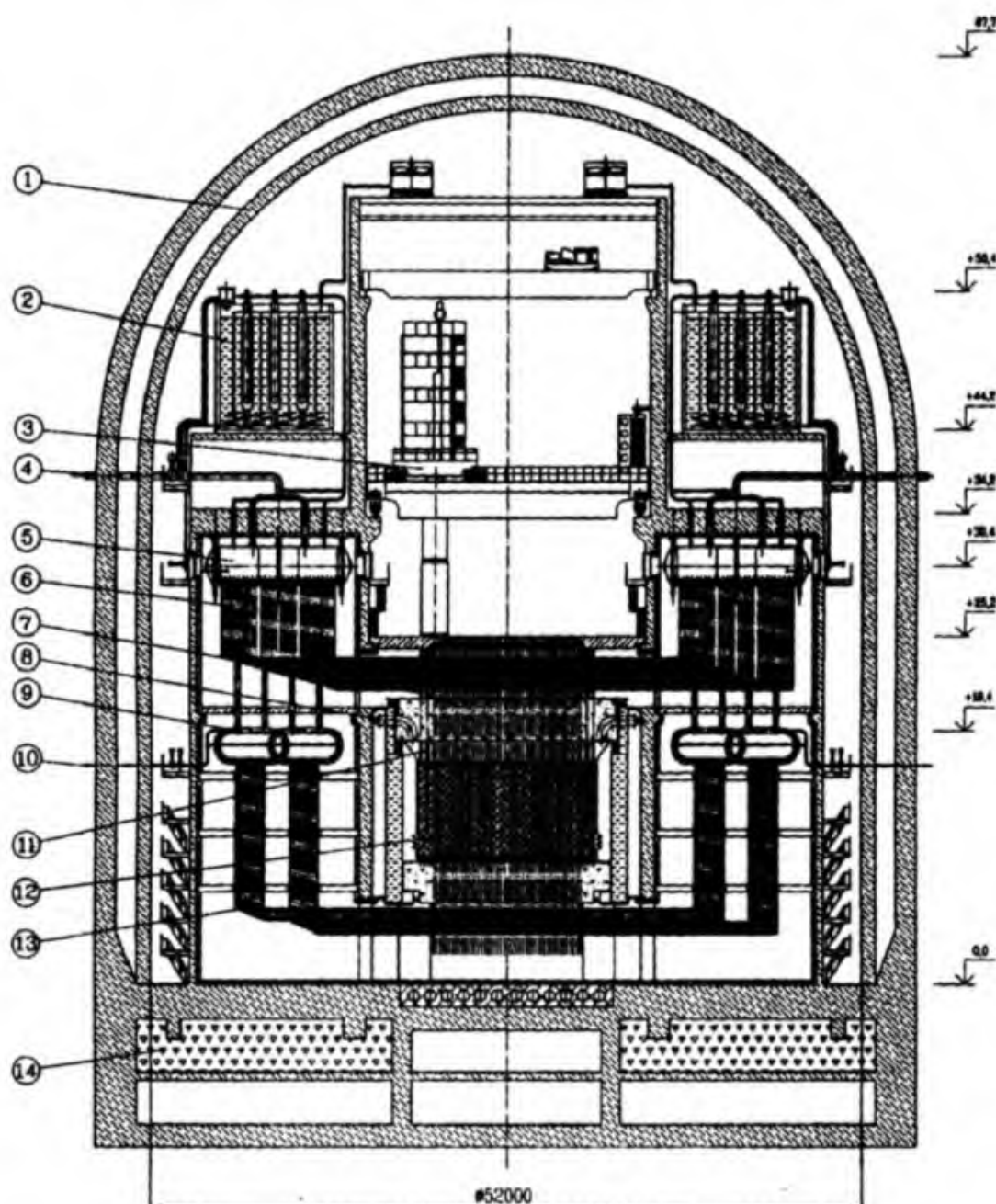


Fig. 2. MKER-800 reactor facility (sectional view): (1) containment; (2) passive cooldown system tank; (3) refuelling machine; (4) steam line; (5) steam separator; (6) water-steam line; (7) fuel channel; (8) emergency dumping system; (9) pressure unit; (10) feedwater line; (11) materials radiation modification channel; (12) reactor; (13) water line; (14) gravel condenser.

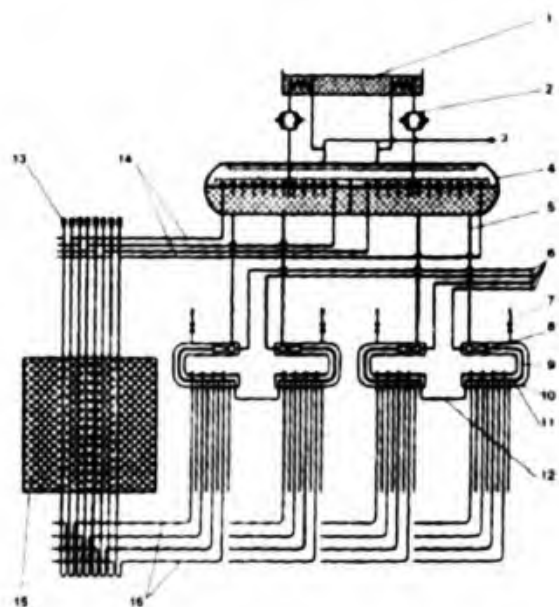


Fig. 3. A simplified diagram of the MKER-800 circulation loop: (1) cooling tank; (2) passive cooldown system; (3) steam to turbine; (4) steam separator; (5) downcomer ($\varnothing 325 \times 16$); (6) feedwater; (7) pipeline for header integrity detection; (8) jet pump; (9) pressure unit; (10) safeguard vessel ($\varnothing 325 \times 16$); (11) water line header ($\varnothing 273 \times 14$); (12) connection; (13) fuel channel; (14) water-steam line ($\varnothing 76 \times 4$); (15) reactor; (16) water line ($\varnothing 57 \times 3.5$).

reactors have good prospects for further development and improvement to a very high safety level.

Pressure-tube and pressure-vessel reactor concepts adopted in the Russian nuclear power system are mutually complementary, which is an important merit and advantage of such a model of power development.

References

- Adamov, E.O. et al., 1996. Power unit with MKER-800 reactor facility of enhanced safety. In: Proc. Int. Seminar 'Chernobyl Lessons. Technical Aspects', Desnogorsk, Smolensk NPP, Russia, April 15–19, 1996.
- Burlakov, E.V., Kramerov, A.Ya., 1996. Prospects for channel-type reactors. In: Proc. Int. Seminar 'Chernobyl Lessons. Technical Aspects', Desnogorsk, Smolensk NPP, Russia, April 15–19, 1996.
- Sidorenko, V.A., 1996. RBMK reactor safety: main results and prospects. In: Proc. IAEA Int. Conf. 'Chernobyl Accident—10 Years Later On. Nuclear Safety Aspects', Vienna, Austria, April 1–3, 1996.

Независимо от того, как будут развиваться события в ближайшем будущем, сохраняющем тактическую возможность сооружения новых канальных реакторов как в нашей стране, так и за рубежом (CANDU), реакторам типа РБМК ещё суждена достаточно долгая жизнь. Благодаря разработанным мерам продления их ресурса. Уже в 1993 г. вместе с директором ЛАЭС А.П.Епериным на конференции в Цюрихе мы заявили о необходимости и экономической целесообразности таких работ.



Life management, backfitting and prospects for the RBMK-a Russian view

Prof. E.O. Adamov, Dr. A.P. Eperin

PLEX '93 ZÜRICH

Life management, backfitting and prospects for the RBMK-a Russian view

E.O. Adamov

Research and Development Institute of Power Engineering.

POB 788, Moscow, 101000, Russia. Telex: 412278 ENTEK SU, Fax: +(095) 9752019

A.P. Eperin

Leningrad NPP, Sosnovy Bor.

Leningrad Region, 188537, Russia. Telex: 309661 RUMB, St.-Petersburg. Fax: 625518

It is quite understandable after the Chernobyl disaster that the public abroad should be interested in the current safety of NPPs with RBMK reactors and in the prospects for their use on the territory of the former USSR. Numerous publications on this subject in the world's press reflect the whole spectrum of attitudes - from emotionally political views to extremely pragmatic positions. Unfortunately, as a rule, these publications do not have scientific and technical assessments which would be based on a deep knowledge of these reactors and would result from modern analysis making use of advanced codes and experimental data. My presentation aims to fill this gap by relying not only on the domestic studies but also on the findings of cooperative efforts within both bilateral programmes of collaboration, mostly with European experts, and international projects sponsored by the IAEA and CEC.

Early 1993 saw 15 RBMK power units in operation on the territory of the former Soviet Union: 11 in Russia, 2 in Lithuania, and 2 in the Ukraine. The Ignalina NPP in Lithuania provides more than 80% of the electricity produced, in Russia RBMK reactors account for almost half of the «nuclear» electricity, and in the Ukraine the role of the Chernobyl NPP is not decisive in energy production.

The nuclear power plants with RBMK reactors built in the 1970s-80s to the designs of the late '60s - early '70s reflect the approaches that were typical in the days of their design - approaches to both design features in general and safety measures in particular. The Chernobyl catastrophe highlighted primarily the inadequate protection of the old nuclear plants against mistakes of the personnel or their actions in deliberate violation of the operating regulations. Such features as the absence of a containment and the positive void coefficient, viewed today as design shortcomings, can still be found at some operating NPPs abroad, but it was the Chernobyl accident that brought them into focus, having created an impression of their being peculiar to RBMKs alone.

In our work on improvement of the design features and operating procedures for the RBMK facilities we are putting into effect both the world trends in enhancing the technical and economic performance of old NPPs and the safety improvement programme specific to RBMKs, which is based on a thorough investigation into the root causes of the Chernobyl disaster. Two major stages can be singled out in the post-1986 efforts: safety improvement measures taken in the course of NPP operation or during planned maintenance periods,

and backfitting calling or long-term (circa 1 year) outages of the power units. The objective of the first phase was to implement improvements which would eliminate the possibility of another reactor runaway following the Chernobyl scenario. At the second stage, it is envisaged to bring the RBMK facilities up to the safety level deemed to be acceptable for old nuclear power units all over the world. (Incidentally, an attempt to work out the relevant criteria has not been made until recently, this job being tackled now by the IAEA group INSAG.)

It is worth noting the following steps among those taken at the first stage:

- installation of additional absorbers in the core to reduce its overmoderation and to decrease the void effect;
- increase in the prescribed operating reactivity margin and in the total number of control rods, inclusion of the bottom rods in the emergency protection system;
- elimination of the possibility of positive reactivity effect caused by water displacement from the CPS channels;
- increase in fuel enrichment up to 2.4% to reduce the void coefficient of reactivity;
- increase in the efficiency of the basic emergency protection system 6-8 times through reducing the time of rod insertion into the core;
- installation of a new fast-acting emergency protection system, independent both in the signal generation train and in the actuators involved;
- technical protection of safety systems against unauthorized intervention of personnel, improvement of operating regulations.

All the above measures are fully implemented at NPPs with RBMK reactors and in our assessment have reduced the probability of a severe accident to a level common to other plants designed at the same time. Besides, a special operating regime has been established for the units of the first generation, envisaging more stringent rules for metal inspection in the forced recirculation circuit and power decrease down to 70% of the nominal level.

Leningrad-1 was the first unit to start upgrading work, with the main objectives of the programme consisting in:

- enhancement of ECCS efficiency;
- phased replacement of obsolescent monitoring, control and protection systems with introduction of multiregional in-core sensors;
- replacement of fuel channels with restoration of the design gap between the tube and graphite stack;
- increase in the cross-sections of systems for steam dump from the core;
- enhancement of reliability and increase in the capacity of in-house power supplies;

Life management, backfitting and prospects for the RBMK - a Russian view

- improvement of accident localization systems, including provision of a confinement over the reactor hall;
- introduction of multichannel systems for coolant leak detection, including aerosol and acoustic detectors;
- enhancement of NPP resistance to seismic and other external impacts;
- reduction of radioactive noble gas releases.

At the same time, a programme was launched to test new diagnostic systems and instruments for circuit and equipment metal inspection, whose automatic performance reduces both the time of inspection and personnel exposure. New full-scale simulators are being provided for the Leningrad and Kursk NPPs in addition to the one in service near the Smolensk plant.

The scope of phase I upgrading carried out at the Leningrad unit proved to be sufficient for the regulatory authorities to give their permission for the restoration of the nominal power. Since June 1993 Leningrad-1 has been running again at a level of 1000 MW. Each of the power units has been provided with and is following its own upgrading schedule. The main stages of this work are presented in Fig.1. It is worth noting here that the backfitting costs for each unit are estimated at US\$ 360 million, while the electricity to be produced by the 11 Russian units alone before the end of their design life (also shown in Fig.1), is worth more than US\$ 60 billion at the minimal European prices (Fig.2).

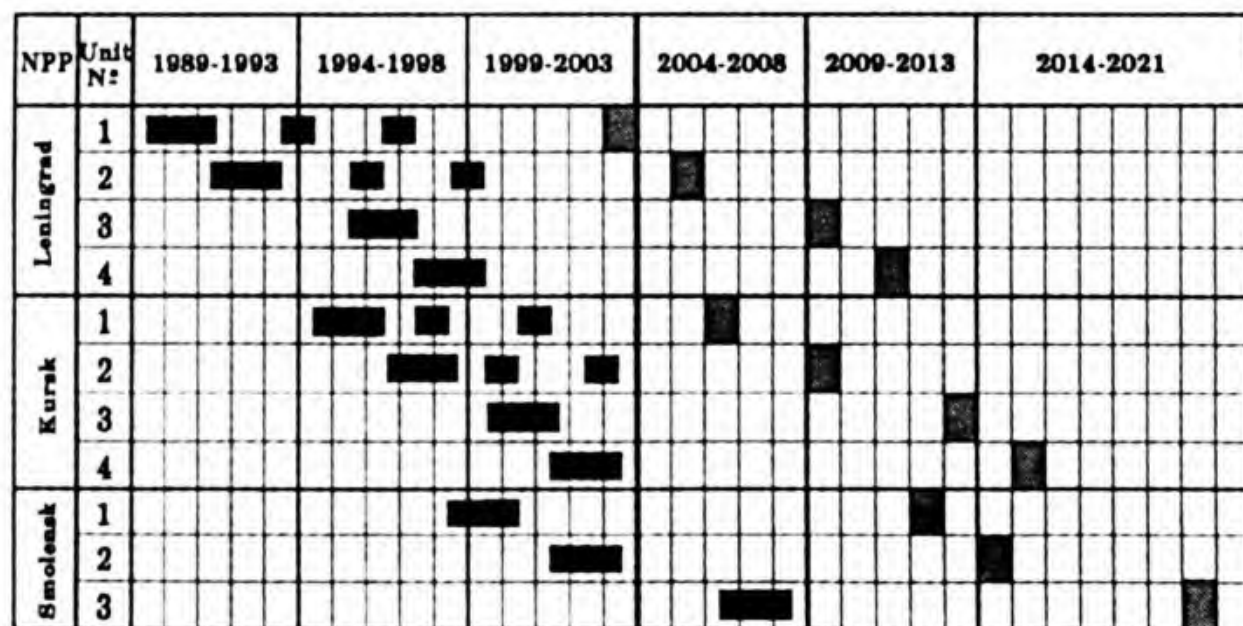


Fig.1. General schedule of RBMK NPPs upgrading

- - upgrading stage
 ■ - shutdown

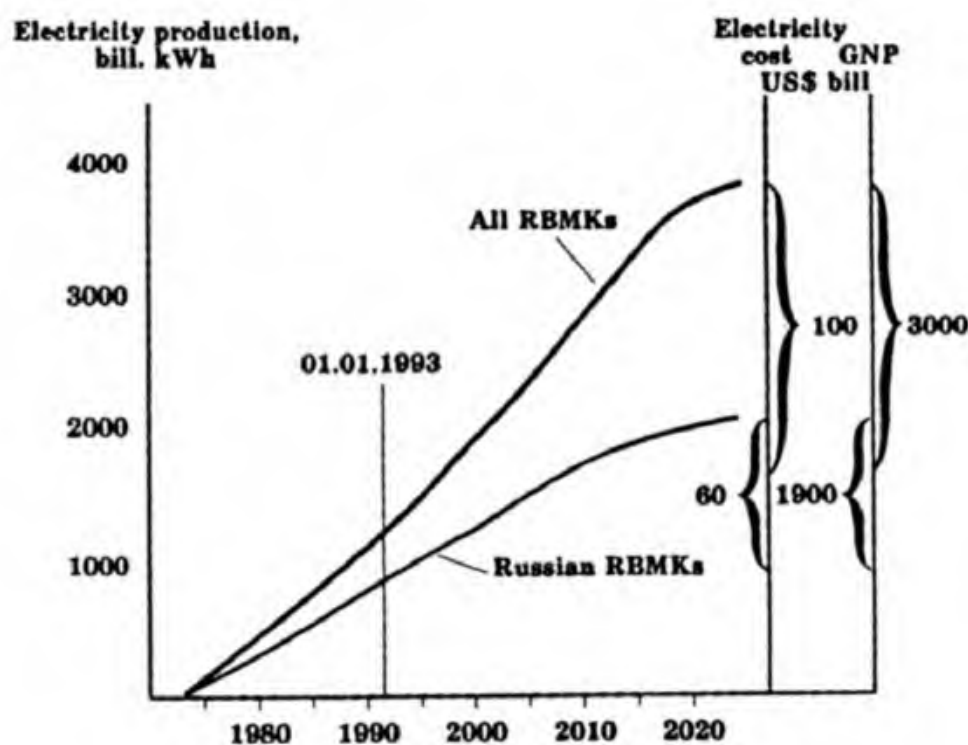


Fig. 2. Integral electricity production at RBMK facilities, its cost and corresponding GNP

The remaining life of all RBMKs (2560 bill.kWh) corresponds to the electricity cost of US\$ 100 bill, GNP of US\$ 3000 bill. Russian RBMKs (1570 bill.kWh): electricity cost - \$ 60 bill., GNP - \$ 1900 bill.

An IAEA programme for expert review of the safety of NPPs with RBMK reactors has been under way since the end of 1992, with two major meetings held already in Vienna and at the Smolensk NPP site. Preparations are being made for the third meeting of experts to be held at the Ignalina NPP in early 1994. Towards the end of its work, this meeting is expected to produce a summary report with an assessment of and recommendations on the safety of the Smolensk and Ignalina power units. Judging by the material of the Vienna and Smolensk meetings of experts, the review findings largely corroborate the Russian information, while the recommendations on the measures and priorities are practically in line with our own programme for enhancing the safety of RBMK facilities. A still more impressive CEC-funded programme was launched in March 1993. Besides some EC countries, the project also includes Sweden, Canada and Finland as its members. The time

Life management, backfitting and prospects for the RBMK - a Russian view

of the PLEX'93 conference coincides with the beginning of the final phase in preparation of 9 reports by the Topic Groups which have been analyzing the major safety problems of RBMK plants. Mid-1994 is to see the completion of the BARSELINA Project which is expected to give a comparative assessment for the safety of the Ignalina plant in Lithuania and Barsebaeck in Sweden.

Before these plans come to fruition, the RBMK safety level can be inferred from such commonly used parameters as the number of unplanned shutdowns with actuation of the emergency protection systems (Fig.3) and the capacity factor (Fig.4). These two parameters give an overall idea of the level of design features, the equipment quality and the operational culture.

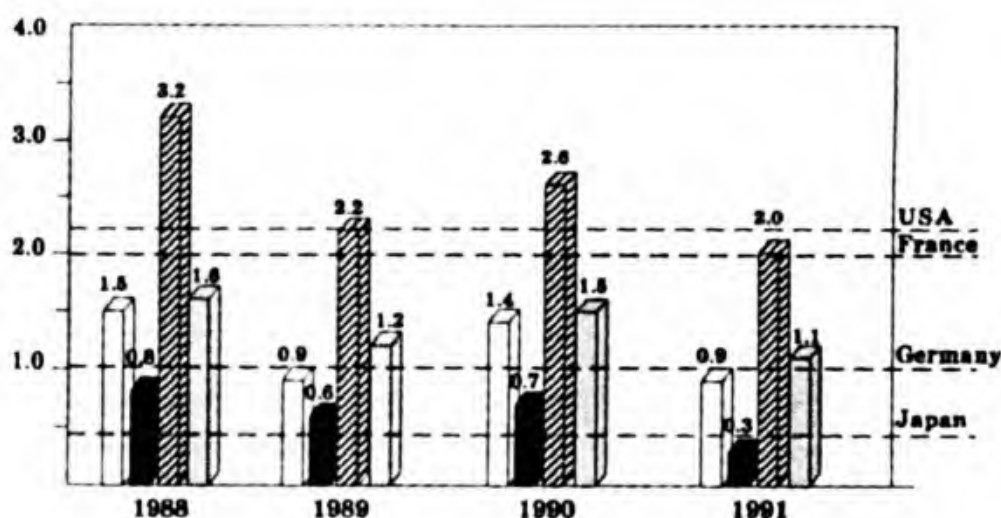
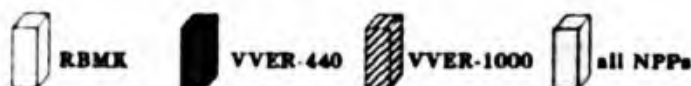
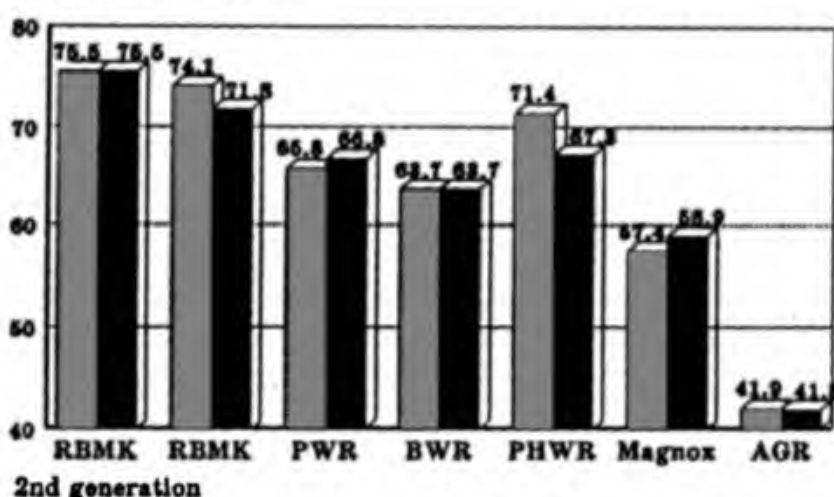


Fig. 3. Number of unplanned scrams per power unit



Life management, backfitting and prospects for the RBMK - a Russian view

Capacity factor, %

*Fig. 4. Cumulative capacity factors (as of early 1992)*

- - Arithmetic average
 ■ - Capacity weighted average

Several points are to be mentioned in connection with various programmes for foreign involvement in the work on enhancing the safety of Russian-design NPPs. First of all, there is no avoiding the fact that the bulk of the money spent on these programmes has had no effect whatsoever on the actual safety improvements. This may be accounted for both by the «scientific tourism» thriving on the Western tax-payers' money and by the obvious desire to provide orders for the domestic industries.

We hold the view that any programme for technical assistance and credit resources should focus directly on safety enhancement and upgrading of NPPs in accordance with the existing schedules. Recommendations for purchases in the West should be given only for the equipment, materials, services and computer codes that are not available in Russia and other countries from the former USSR, or, if produced, are not acceptable in terms of quality for use at nuclear power plants. It is not the lack of understanding what needs to be done for safety improvement but the state of economy in the now sovereign parts of the former USSR that makes us welcome Western contribution to the implementation of the above programmes. However, the ex-Soviet nuclear industry - in contrast to agriculture, for instance - is not a branch where investments are bound to be irrecoverable. There is a wide range of possibilities for normal commercial cooperation here - from the enrichment services, selling of Russian uranium and other specific materials to the supply of electricity, industrial and medical isotopes.

Выполненные позднее обоснования как по работоспособности конструкций, так и по применению концепции «течь до разрушения», позволили уже в начале этого века продлить срок эксплуатации 1-го блока ЛАЭС на 10 лет.



THE AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS
360 L. 37 ST., New York, N.Y. 10017

91-JPGG-W5-1

The Society shall not be responsible for statements or opinions expressed in papers or in the contents of the proceedings of the Society or in any documents or technical or scientific communications. Consideration to publish any in the paper is understood to be an abstract statement. Papers are published under the name of the author(s) and the Society.

Printed in USA

Scientific Foundations for Life Extension

E. ASADOV

Director

S. BOUGAKOV

Head of Department

Research and Development
Institute of Power Engineering
Moscow, USSR

D. LEVIN

Head of Laboratory

N. WASHINGTON

Head of Department

Mechanical Engineering
Research Institute
Moscow, USSR

ABSTRACT

The main aspects of NPP strength and life extension problems are discussed. The emphasis is laid on the differences in the approaches to validation of residual life of operating plants and those under construction. The existing technological procedures of service life extension with regard to the local and nominal loading as well as their efficiency under conditions of growing requirements to nuclear plants safety are analyzed.

The cardinal solution of this problem is seen in the devising of new methods for technological "rejuvenation" of most damageable zones as well as in the development of the concept of ultimate reactor of new generation.

TEXT

The problem of reactor life extension is closely associated with the safety and efficiency of the facility operation.

The safety aspect has attracted particular attention after the accidents at the Chernobyl and other nuclear power plants. It acquires special significance when a decision is made on extending the licensed or design lifetime of facilities.

The projects for extending the service life of conventional-type reactors up to 40-50 years which are under development in the USA (AP-600, PRISM, SMR, CVR-9), VVER-36) and other countries, provide for implementing a number of basically new solutions for safety improvement. It is obvious, however, that the justification of such a long service life and particularly of its possible

extension calls for preparing and carrying out a special research program.

The world-wide tendency in improving plants with reactors of conventional types is to reduce the probability of severe accidents by increasing the number of barriers and partly by using the inherent safety features. It appears, however, that a radical solution of the problem is not to be found unless we fully rely on the principle of natural safety, with the reactor being protected both by the design as well as possible by the physical laws.

The problems to be solved for supersonic reactors - which have been approached already by different countries both on a national and international scale - are related not only to life extension but also to the justification and specification of the initial lifetime. The new lifetime justification problems for lead - cooled reactors (JPG-1) for instance, include consideration of the influence of this new column on the possible decrease of integral service life, seismic risk analysis, etc. (1).

New designs should be drawn up so as to provide for future life extension and - upon its expiration - for complete recovery of the reactor life without jeopardizing its safety. This should be provided by a proper analysis carried out on the basis of specifically treated data.

General solution of the life extension problem in engineering terms involves:

- analysis of the techniques and tools for justifying the initial lifetime at the stage of design with calculations following the ASME Code (2) or Strength Norms (3);
- analysis of the technologies employed and the level of initial technological

defects (according to general welding specifications and rules for inspection of welded joints);

-analysis of the operating modes realized by the time of making a decision on life extension measure (according to the control panel or monitoring system data);

-development of regulations for the procedure and methods of determining the residual lifetime and justifying its extension (on the basis of special research on the remaining and limiting life characteristics with allowance for the degree of damage accumulation);

-development of a package of life extension measures (including repairs in the damaged areas, replacement of assemblies and components, use of sparing operation modes, introduction of additional diagnostic systems, additional measures for localization of possible accidents);

-development and adoption of common national and international life extension criteria.

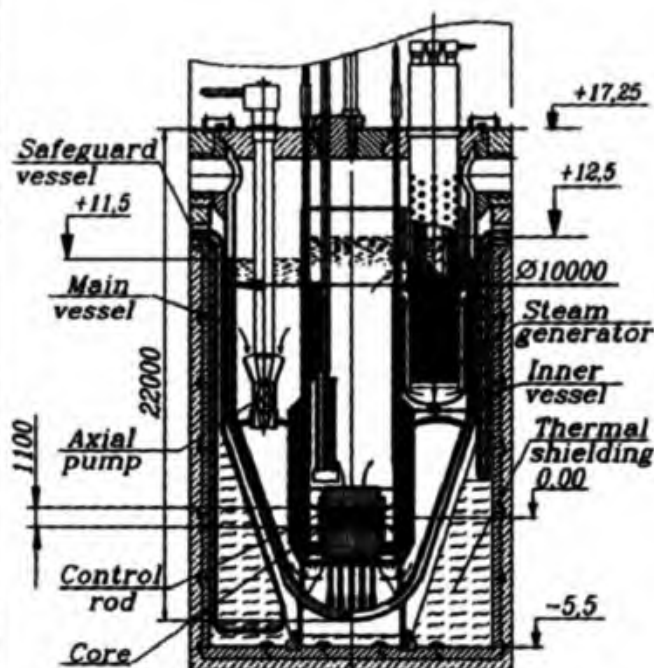


Fig. 1. REACTOR LFR-300

Life extension for operating equipment should never entail greater risks. All the components essential to safety and service life are to be analyzed, with special emphasis laid on the core and other primary circuit elements. The core components should be examined not only in the light of standard requirements and model experiment results but also on the basis of reactor test data and surveillance specimen analysis. Thus, a design should provide for

a possible "rejuvenation" of the most vulnerable areas which restrict the total life. Good results in this respect are expected in the use of rolling, cold - work hardening, annealing and removal of damaged metal layers. An important task is to try out these procedures for typical areas of reactor components, and to analyze their effectiveness.

Methodologies for annealing of radiation - damaged areas are under development in a number of countries, such as the USSR, USA and Germany. The Soviet approach (4) includes recovery and recurrent thermal treatment to decrease the critical embrittlement temperatures caused by fluence in the region of the reactor core vicinity (Fig. 2).

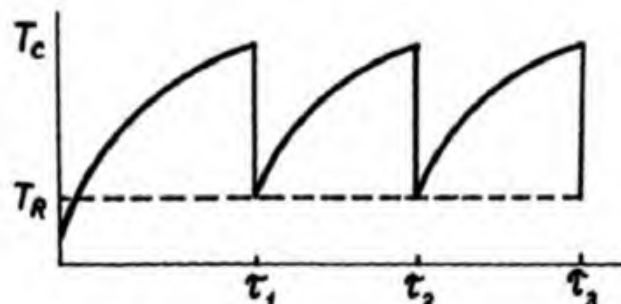


Fig. 2. Effect of repeated annealing on recovery degree of critical brittle temperature (T_R - threshold level of T_c after annealing; t_1, t_2, t_3 - repeated annealings)

Methods of local and deep plastic deformation can be used for the areas with high concentrations to change the residual stresses, the local mechanical properties of structural materials, the actual asymmetry of the strain cycle, and the remaining lifetime (Fig. 3).

In the USSR, the method of removing damaged layers in the areas of thermal stress concentration was developed for turbine rotors. This method is based on the experimentally obtained difference of strain and damage gradients (Fig. 4), which shows that the most damaged layers of materials are quite thin.

The cracks developing under cyclic loads and attendant corrosion effects should be taken into consideration for the pipings of the primary and secondary circuits in all reactor types with a large number of welded joints. The requirements stemming from this analysis refer to the frequency and sensitivity of flaw detection procedures. Research of this kind was performed for the pipings of the RBMK-type reactors (Fig. 5).

An important practical line of the research is the development and use of new technologies for restoring the service life of components at operating NPPs.

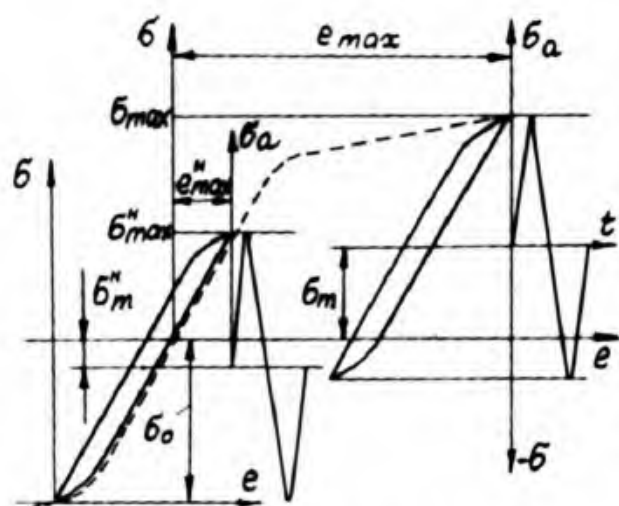


Fig. 3a. Scheme of cycle form changes after hardening by pad stress coining in the stressor edge (σ_0 - residual stress, σ_m - mean stress, t - time, ϵ - strain, index H refers to hardened state)

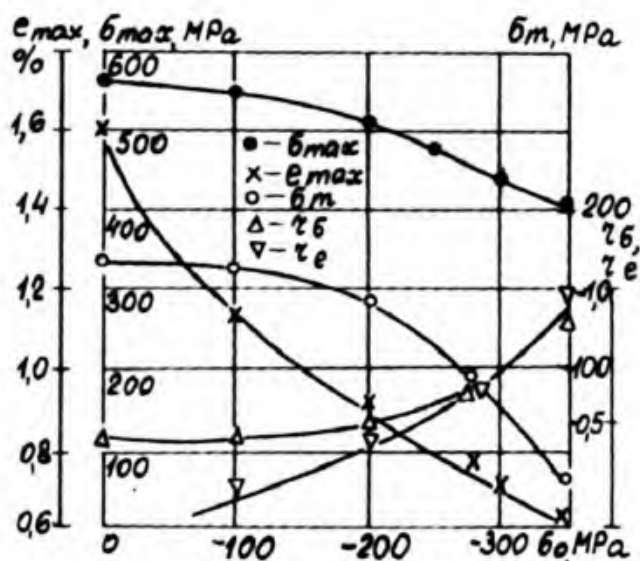


Fig. 3b. Change of maximal stress (σ_{max}) and strain (ϵ_{max}), mean stress (σ_m) and cycle asymmetry factors (r_e, r_σ) as dependent of residual compressive stress (σ_0) induced by pad stress coining procedure on the round hole (ϕ 80mm) edge

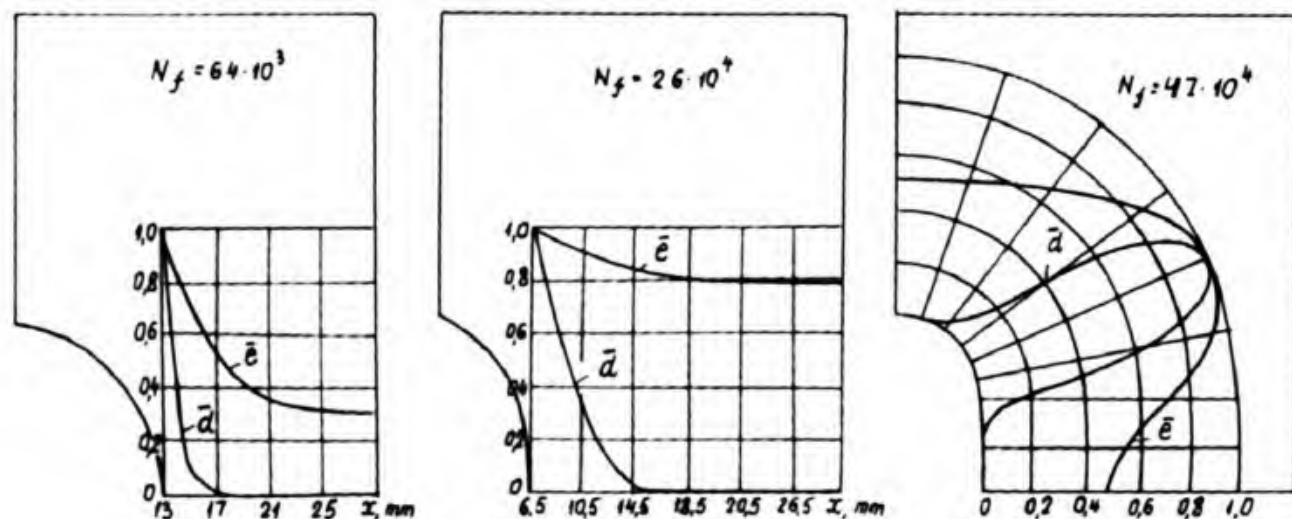


Fig. 4. Relative strain ($\bar{\epsilon}$) and damage ($\bar{d}$) distribution in plates with reinforced holes subjected to cyclic tension: a) round hole b) elliptic hole c) rectangular hole with rounded corners

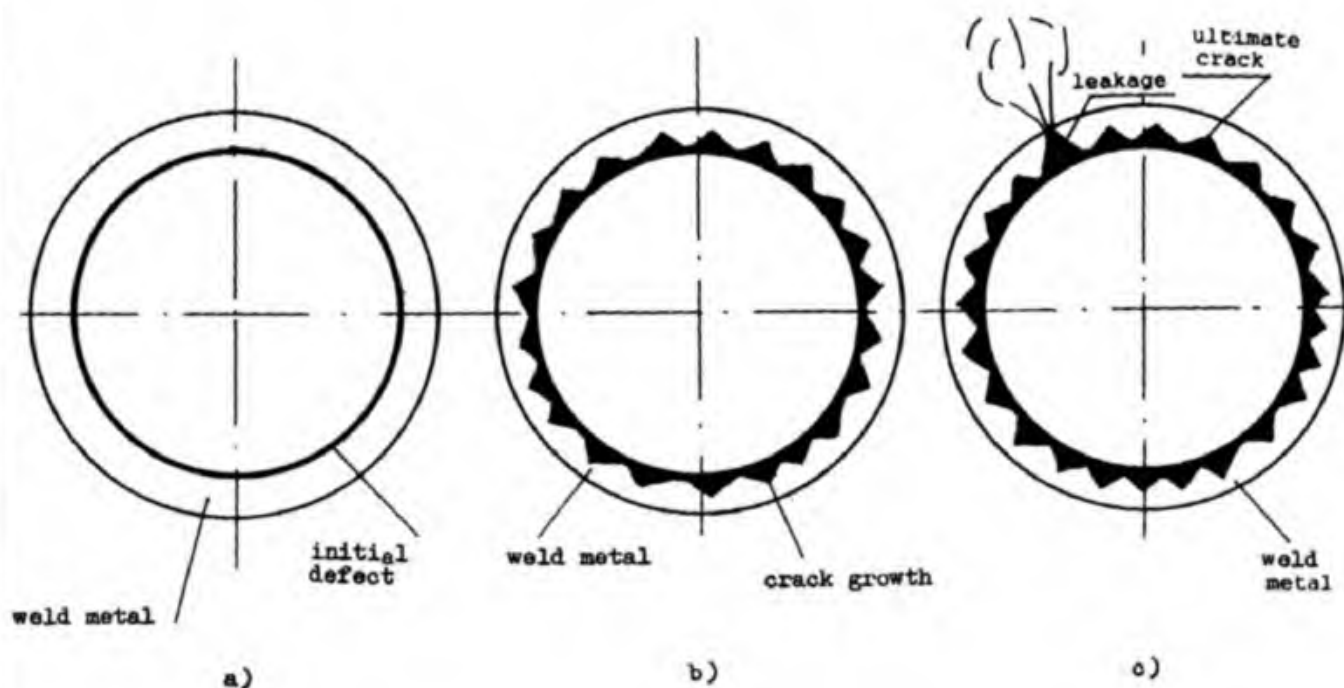


Fig.5. Diagram of piping weld damage on the basis of probabilistic analyses of crack growth:
 a) initial incomplete penetration of ideal circular form
 b) intermediate stage of crack development under probabilistic character of Paris equation parameters
 c) local leakage generation

Probabilistic interpretation of safety and risks for individual facilities, such as NPPs, does not yield well - founded absolute quantitative indices but can serve as a good tool for comparative risk analysis and planning of service life maintenance and life extension work. Much is to be done yet to develop not only the methodological principles but also the data banks for defects, failures, loads, operating conditions, mechanical properties of structural materials, component geometries, etc.

Among the important means of ensuring safety is the package of codes and rules containing requirements for design, construction and operation of nuclear facilities. Special regulatory documents to cover the questions of life extension should also be drawn up and put into effect. Development of common approaches to this problem is being carried on by Working Group 12 set up in compliance with the Agreement on safety of civil nuclear reactors, concluded by US Nuclear Regulatory Commission and the USSR Ministry of Nuclear Power and Industry. Representatives of different enterprises and organizations, such as ASME and USSR Academy of Science, are involved in the work of the Group.

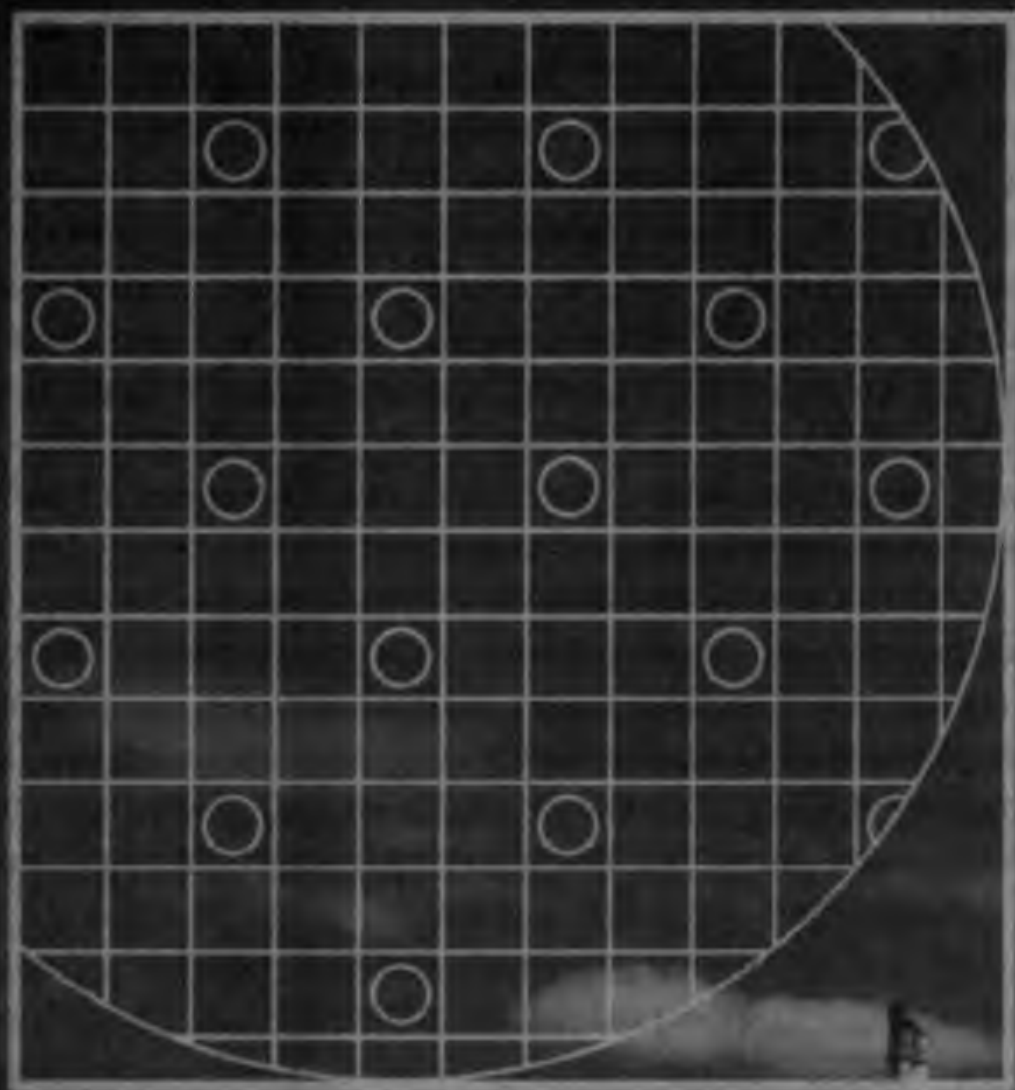
REFERENCES

1. The High Safety and Economy NPP with Lead - Cooled Reactors. Moscow: Nuclear Power and Industry Ministry, 1990, 34 p.
2. ASME Boiler and Pressure Vessel Code. An American National Standard. Nuclear Components.
3. Rules and Normes in Nuclear Power Industry. Norms of Strength Design of Components and Pippings of NPP (PNAE - G - 7-002-86). Moscow, Energoatomizdat, 1989.
4. V.Badanin, Yu.Dragunov, V.Pedorov, I.Gorynin, V.Nickolseu. Application of Annealing for WVER Vessels Life Extension. SMIRT - 10 Conference, vol.D, 1989, pp.129-134.

Единственная монография по РБМК была издана в 1980 г. Я часто вспоминал её, когда наши специалисты в горячности споров утверждали, что персонал Чернобыльской АЭС «должен был знать...». Если эксплуатационники внимательно читали книгу, то усвоили, что измеренный на критсборках «эффект изменения реактивности при обезвоживании каналов отрицателен для решётки, содержащей кассеты 2%-ного обогащения...» (стр. 19). Именно такие кассеты и были на 4-м блоке. Что в определенных условиях он может быть и положительным, но в любом случае компенсируется эффективностью органов управления. Нет и упоминания о возможности положительного выбега реактивности при движении стержней СУЗ. Вряд ли также достаточно информации, чтобы персонал мог ясно оценить последствия длительной работы с пониженным оперативным запасом стержней РР.

В 1992 г., когда в основном были осуществлены на всех блоках РБМК мероприятия по повышению безопасности, я предложил Черкашову подготовить новую книгу. Отражающую все изменения в конструкции реактора. С представлением всех результатов анализа причин аварии на ЧАЭС. С новыми данными нейтронно-физических, теплогидравлических расчётов, анализом динамических процессов. За прошедшие со времени издания первой монографии более 10 лет резко возросли возможности вычислительной техники, появились новые, в том числе трёхмерные, программы расчётов. Несколько тысяч человек были заняты эксплуатацией РБМК, и отсутствие подобной книги я расценивал, как серьёзный дефект нашей работы.

Сейчас трудно сказать, что было причиной, мешавшей подготовке книги. Наиболее серьёзной, очевидно, оказалась смена руководства отдела физических расчётов. Однако реальная работа над книгой пошла только после 2001 г. Потребовались ещё долгие 5 лет, чтобы её сдали в печать. Уезжая в Швейцарию в апреле 2005 г., я передал Юрию Михайловичу свои замечания и некоторую правку по многим главам. Однако несколько глав увёз с собой, получая от дочери их распечатку в бернской тюрьме. Она же отправляла Черкашову мои предложения. Судьба так распорядилась, что больше с Юрием Михайловичем мы не увиделись. Книга была сдана в печать в марте 2006 г.



**КАНАЛЬНЫЙ
ЯДЕРНЫЙ
ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ
РЕАКТОР
РБМК**



Черкашова не стало поздней весной в том же году.

Есть у меня к этой книге одно замечание, которое так и не было принято её основным редактором. Известно, что между расчётами НИКИЭТ, ИАЭ и ВНИАЭС существуют расхождения. И это нормально, когда технические решения и регламент эксплуатации ориентированы на худшие из возможных расчётных вариантов. Мне представлялось правильным, чтобы в книге по РБМК были представлены как различные результаты расчётов, так и позиции их исполнителей о возможных причинах расхождения результатов. Не получилось. У специалистов ИАЭ и ВНИАЭС есть возможность (и профессиональный долг) исправить эту потерю, издав собственные книги.

Глава 6. Эволюция подходов к конструкции ядерных реакторов

Практически сразу после перевода в НИКИЭТ я постоянно обращался к сотрудникам (Ганев И., Артамкин В., Кузнецов Ю., Роменков А., Подлазов Л. и др.), обладающим широким кругозором, с предложением провести ревизию основных реакторных концепций и более глубокую проработку проблем замыкания топливного цикла. Реально эта работа пошла активно с приходом в Институт В.В.Орлова. Немало обсуждений было проведено с ближайшими нашими партнёрами в других исследовательских предприятиях. Основные результаты первоначального анализа в отношении реакторных технологий были суммированы, в частности, в статье, направленной в журнал «Атомная энергия» в середине 1991 г.

УДК 621.039.5

НЕТРАДИЦИОННЫЕ КОНЦЕПЦИИ АЭС С ЕСТЕСТВЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТЬЮ (НОВАЯ ЯДЕРНАЯ ТЕХНОЛОГИЯ ДЛЯ КРУПНОМАСШТАБНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ СЛЕДУЮЩЕГО ЭТАПА)*

*Орлов В.В., Аврорин Е.Н., Адамов Е.О., Васильев А.П., Велихов Е.П.,
Вертман А.А., Горынин И.В., Громов Б.Ф., Звездин Ю.И., Игнатов В.А.,
Слесарев И.С., Солонин М.И., Субботин В.И., Хромов В.В., (НИКИЭТ ВНИИТФ,
ИАЭ им. И.В. Курчатова, ЦНИИТмаш, ЦНИИКМ, ФЭИ,
ВНИИНМ им. А.А. Бочвара, МИФИ)*

Атомная энергия — крупнейшее открытие физики XX века — дала в руки людей невиданную ранее силу. Ядерное оружие не только породило трагедию Хиросимы и Нагасаки, страх людей перед угрозой ядерного уничтожения, но и в корне изменило военно-политическую картину мира, исключив из нее большие войны и поставив на реальную основу осуществление чаяний людей о ликвидации всякого оружия массового уничтожения. Атомная энергия дает нам и практически неисчерпаемый источник обеспечения теплом, светом, средствами труда и передвижения.

Ядерное топливо имеет перед традиционными (химическими) энергоносителями преимущества, позволяющие рассчитывать не только на преодоление связанных с ними опасностей, но и значительные экологические, экономические и социальные выгоды. К этим преимуществам относятся:

в миллионы раз большая калорийность и соответственно малые объемы добычи и транспортировки;

отсутствие опасных химических выбросов (SO_2 , NO_2 , CO_2 и др.), исключение сжигания кислорода, ничтожные объемы радиоактивных отходов, облегчающие их локализацию и удаление;

возможность сжигания (деления) наиболее опасной долгоживущей части радиоактивных отходов — актиноидов, снижение со временем радиационной опасности остаточной части вследствие радиоактивного распада;

воспроизводство ядерного топлива, обратные связи (доплер-эффект и др.), стабилизирующие и саморегулирующие ядерное горение.

Исходя из этого и представлений о принципиальной ограниченности ресурсов обычного топлива физики-ядерщики более 40 лет назад в периода быстрого роста энергетики, разведки и добычи нефти начали работы по мирному использованию атомной энергии.

Риск и усилия, на которые пошло общество, осваивая этот новый неограниченный, но и потенциально опасный источник энергии, оправдывались возможностью радикального решения на этом пути топливно-энергетических проблем чело-

*Продолжаем обсуждение перспектив развития ядерной энергетики, начатое в статье Абагяна А.А., Бирюкова Г.И., Брюнина С.В. и др. "Состояние и проблемы развития ядерной энергетики в СССР" (Атомная энергия, 1991, т. 69, вып. 2, с. 67—79). Редакция надеется на дальнейшее развитие дискуссии по этой важной теме.

вещества. В этом видели главную цель ядерной энергетики ее основоположники, и работы по ней были начаты лишь после того, как еще в 40-е годы Э. Ферми в США и А.И. Лейпунский в нашей стране указали на пути решения проблемы ядерных топливных ресурсов для большой энергетики на основе быстрых реакторов. "Атомное электричество" впервые было получено в 1952 г. на быстром реакторе EBR-1 [1,2 МВт(тепл.)].

Но развитие ядерной энергетики на первом этапе, который теперь приближается к завершению, пошло по другому пути — пути развития освоенных в военной ядерной технике и более простых для реализации в то время тепловых реакторов, в основном легководных. На этом этапе ядерная энергетика выросла в самостоятельную отрасль энергетики, заменила ~ 5% обычного топлива в мировом топливном балансе (в нашей стране 3%), накопила обширный опыт и на примере длительной работы сотен блоков АЭС продемонстрировала способность к экономически и экологически выгодному производству электроэнергии. Но планы быстрого развития и создания уже в этом веке крупномасштабной ядерной энергетики натолкнулись в 70—80-е годы на два крупных препятствия:

возникшие в 70-е годы проблемы, связанные с нефтью, вопреки ожиданиям не увеличили спрос на атомную энергию, они были успешно разрешены энергичными мерами по энергосбережению, приведшими к снижению энергоемкости продукта (примерно на 1/3) и потребностей в росте энергетических мощностей, в том числе и атомных;

большие аварии на АЭС "Три-Майл-Айленд" (США) и Чернобыльской АЭС указали на ее неготовность к такому быстрому росту и несоответствие между возросшими масштабами и уровнем безопасности.

Меры по повышению безопасности АЭС позволили продолжить их строительство, но заказы на новые АЭС почти не поступают. В ближайшие 10—15 лет ядерные мощности в мире вырастут едва ли более чем на 15%. Реакторостроительные фирмы, желая оправдать сделанные ранее крупные вложения в эту область, готовят проекты усовершенствованных АЭС в расчете на изменение конъюнктуры в этот период или заказы со стороны некоторых развивающихся стран. В нашей стране, кроме резкого обострения антиядерной оппозиции в результате аварии на Чернобыльской АЭС, развитию ядерной энергетики препятствует глубокий кризис, причем не энергетический (потребление на душу населения энергии у нас выше, чем во многих наиболее развитых странах, а уровень жизни — многократно ниже). Выход из кризиса, налаживание эффективной рыночной экономики потребуют длительного времени и больших усилий. По мере этого появятся возможности для освоения развитой на Западе энергосберегающей технологии. Поэтому в ближайшие 15—20 лет нет оснований рассчитывать на осуществление крупной энергетической программы, ядерной или неядерной, для этого не будет ни возможности, ни необходимости. Ограниченная программа строительства АЭС на основе усовершенствованных проектов и по мере убеждения людей в их безопасности была бы, однако, полезной как для замены многих устаревших ТЭС, исчерпавших ресурс, так и поддержания ядерного потенциала, промышленного и научно-технического, ядерной культуры, которые были созданы ценой больших усилий и понадобятся в будущем.

Для нашей страны особенно важно то, что строительство АЭС в ближайший период может быть основано на имеющихся мощностях топливной и машиностроительной отраслей промышленности с использованием значительного количества уже добытого топлива. Есть три точки зрения на дальнейшую судьбу ядерной энергетики и соответственно три принципиальных направления:

1. Ядерная энергетика не оправдывает связанных с нею риска, усилий и напряжений и страстей в обществе, к тому же и не является решающим фактором в экономике большинства стран (за исключением Франции). Ее проще "закрыть", направив усилия на совершенствование традиционной и разработку новой энергетической

технологии (возобновляемые источники, термоядерные схемы без нейтронов и трития и др.). Основной задачей разработок является постепенный демонтаж АЭС и удаление радиоактивных отходов.

2. Среди специалистов-ядерщиков наиболее распространен сейчас эволюционный взгляд, ориентирующий на ограниченное развитие ядерной энергетики в обозримом будущем при сохранении ее места в энергетике и на основе традиционной ядерной технологии (легко- и тяжеловодные реакторы, возможно, быстрые и высокотемпературные газоохлаждаемые). Если в более отдаленном будущем возникнет потребность в крупномасштабной ядерной энергетике и связанная с ней проблема ресурсов дешевого урана, то она сможет быть решена на основе эволюции традиционной концепции быстрых реакторов. С этой точки зрения усилия должны быть сосредоточены на эволюционном усовершенствовании традиционной ядерной технологии (прежде всего легководных реакторов), а изучение новых концепций следует осуществлять на уровне поисковых научных исследований. Подобной точки зрения, вероятно, придерживаются авторы статьи "Состояние и проблемы развития ядерной энергетики в СССР" (Атомная энергия, 1990, т. 69, вып. 2, с. 67—79). Нам также очевидна необходимость как обеспечения безопасной эксплуатации построенных АЭС и создания усовершенствованных для ближайшего, хотя и ограниченного строительства, так и разработки методов демонтажа АЭС и удаления радиоактивных отходов.

3. Но мы хотели бы здесь обосновать точку зрения, в соответствии с которой ближайшей и важнейшей задачей наряду с указанными является разработка и демонстрация обществу новой ядерной технологии, способной дать радикальное решение встающих перед миром, в том числе и нашей страной топливно-энергетических проблем следующего века.

Подводя итоги уходящего века, мы должны признать, что его энергетические проблемы оказались разрешимыми и без большого участия атомной энергии, что главные ее цели, ради которых и стоило браться за дело, остаются впереди, в следующем веке.

Возможности энергосбережения ограничены, и рост производства энергии в следующем веке неизбежен вслед за ростом народонаселения, увеличением затрат для добычи сырья, поддержания нормальных условий окружающей среды и особенно в связи со вступлением все большего числа развивающихся стран на путь индустриальной цивилизации (сейчас их потребление энергии в 5—10 раз меньше по сравнению с развитыми странами).

Рост производства энергии на традиционном химическом топливе сталкивается с постоянно обостряющимся комплексом проблем: ресурсных, международных, экологических, транспортных и социальных. Последние три особенно важны для нашей страны.

Энергетика крайне инерционна по отношению к новой технологии и новому топливу, на их разработку и освоение в обычной энергетике уходят многие десятилетия. Необходима заблаговременная подготовка. Новые возобновляемые источники, как и термоядерный синтез, не могут пока рассматриваться в качестве реалистической основы энергетики следующего века, во всяком случае его первой половины. Атомная энергия деления является хотя и не единственным из мыслимых, но единственно реалистическим, основанным на обширном практическом опыте путем радикального решения указанных проблем при условии, разумеется, радикального решения вопросов ее безопасности. Но это доступно лишь ядерной энергетике в 10 раз большего, чем нынешний, масштаба, замещающей по меньшей мере 20—30% обычного топлива, а не 3—10%. Стабилизация на нынешнем уровне, а затем и сокращение добычи и использования химического топлива для получения энергии путем развития крупномасштабной ядерной энергетике и составляет цель и содержание следующего этапа ее развития — "второй ядерной эры". Не продемонстрировав обществу реальность этой перспективы, ограничиваясь решением лишь текущих задач, мы нанесем ущерб и ее современному развитию, лишив, может быть, главного аргумента. Ведь современная ядерная энергетика важна не только и даже не столько сама по себе, сколько как ступень к крупномасштабной ядерной энергетике.

Масштабы ядерной энергетики будущего обуславливают и новые требования к ядерной технологии, главные из которых следующие:

безопасность, ее радикальное повышение во всех звеньях;

топливный баланс, снижение удельных расходов природного урана примерно в 10 раз за счет перехода к замкнутому топливному циклу и бридингу;

экономика, сохранение при всем этом экономических преимуществ ядерной энергетики.

С позиции опыта видно, что традиционной ядерной технологии, сформировавшейся в своих основах еще 40 лет назад на базе ограниченного опыта военной ядерной техники, присущи внутренние противоречия в выполнении этих требований. Они базируются на господствовавшей ранее уверенности во всесии инженерных средств безопасности и содержат в себе потенциальные опасности аварий, ведущих к радиационным выбросам: неконтролируемый разгон реактора (запасы реактивности на выгорание, отравление, мощностные эффекты $\Delta k \gg \beta$); потеря охлаждения при разгерметизации реакторного контура, кипении теплоносителя, отказе средств аварийного расхолаживания; пожары, взрывы. Эти потенциальные опасности реализовались в авариях на АЭС "Три-Майл-Айленд" и Чернобыльской АЭС, что поколебало уверенность во всесии инженерных средств. Тем не менее усовершенствование АЭС идет по пути, главным образом, наращивания таких средств, предъявления экстраординарных требований к качеству оборудования, систем управления, а также эксплуатационному персоналу, для снижения вероятности аварий, что усложняет и удорожает АЭС. Новые АЭС достигли больших успехов на этом пути, что позволило продолжить их строительство, но этот путь имеет свои близкие технические и экономические пределы. Единственное доказательство безопасности крупномасштабной ядерной энергетики будущего, которая должна будет выработать в следующем веке по сравнению с нынешним в 100 раз больше реакторо-лет, состоит в далекой экстраполяции современного опыта с помощью развитой в последнее время вероятностной теории. Но эта теория базируется на малодостоверных данных, особенно о маловероятных событиях и корреляции событий, к тому же не поддается опытной проверке и не может поэтому служить убедительным доказательством безопасности.

В последние годы значительно продвинулась технология обращения с радиоактивными отходами, но безопасность дальней транспортировки высокоактивных отходов и их захоронения в подземных недрах, особенно актиноидов, основанная на надежности инженерных сооружений и долговременных геологических прогнозах, вызывает сомнения, если речь идет о крупномасштабной ядерной энергетике и в 100 раз большем количестве отходов.

Для наших современников не являются убедительными ни доводы экономической теории риска (по ней вероятность большой аварии 10^{-5} в год приемлема, хотя и означает допущение нескольких таких аварий в следующем веке), ни тем более сравнения с числом жертв на дорогах, от химических выбросов или землетрясений, так как они требуют радикального повышения безопасности всей новой технологии, ядерной и неядерной.

Легководные реакторы, как и высокотемпературные газоохлаждаемые, не позволяют в нужной мере снизить удельные расходы урана, а современные быстрые реакторы, способные решить эту задачу, оказываются дорогими даже в сравнении с существенно усложнившимися и подорожавшими легководными реакторами, а их безопасность имеет свои "ахиллесовы пяты" из-за горения и кипения натрия. Ядерная энергетика с использованием традиционной технологии не имеет непротиворечивой и убедительной для общества концепции своего будущего, что отрицательно сказывается и на ее современном положении.

На эти вопросы и сомнения мы должны дать ясные ответы, прежде всего себе самим, а затем и обществу, мнение которого и определит в конечном счете судьбу ядерной энергетики.

Недостаточность инженерной философии безопасности была понята А. Вейнбергом и другими уже после аварии на АЭС "Три-Майл-Айленд". Он ввел в широкий обиход слова "внутренне присущая безопасность", являющиеся ключевыми словами новой философии безопасности, состоящей в максимальном использовании присущих ядерному топливу, теплоносителю, радиоактивным отходам и другим компонентам фундаментальных физических и химических свойств и закономерностей. На этом пути можно рассчитывать на достижение наивысшей безопасности, причем упрощением конструкций, а не усложнением и решить экономическую задачу. Бридинг как одно из фундаментальных свойств ядерного топлива, решающее проблему его ресурсов, должен быть использован в целях безопасности. Таким образом, внутренне присущая (иначе говоря, естественная) безопасность открывает путь к новой ядерной технологии, гармонически сочетающей качества безопасности, бридинга и экономичности, причем этот подход должен быть распространен как на реакторы и АЭС, так и другие составляющие ядерной системы, включая обращение с радиоактивными отходами.

Элементы естественной безопасности применялись ранее, а в последние годы они получают все более широкое развитие в новых проектах АЭС традиционного типа (пассивные средства защиты и расхолаживания, эффекты саморегулирования и т.д.). Но традиционные реакторные концепции не могут последовательно реализовать естественную безопасность, так как потенциальные опасности присущи уже их исходным концептуальным решениям.

Цель разработки новой ядерной технологии состоит в последовательном, начиная с концептуального уровня, достижении естественной безопасности, в исключении тем самым совокупности опасных аварий. Для этого реакторная физика и техника имеют арсенал средств, до сих пор не использованных в полной мере:

- снижение запаса реактивности до $\Delta k < \beta$ (исключение эффектов отравления, достижение коэффициента воспроизводства в активной зоне к.в.а. ~ 1 и др.);

- исключение опасных эффектов реактивности (пустотного и др.), полное вовлечение свойств саморегулирования реактора обратными связями (например, как это предусмотрено в проекте PRISM, США);

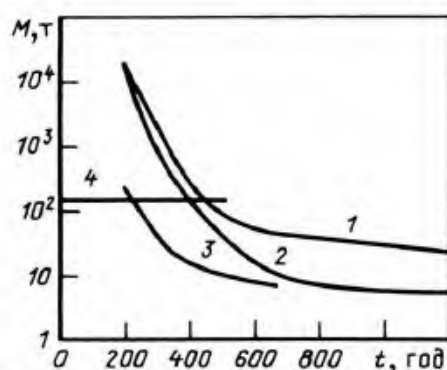
- длительное расхолаживание воздухом (это и сейчас предусматривается в модульных конструкциях ВТГР, PRISM, но может быть обеспечено и при большой мощности для других типов реакторов);

- использование высококипящих негорючих теплоносителей низкого давления с высокой естественной циркуляцией и тепловой инерцией;

- реализация мер, исключающих опасные радиационные последствия внешних воздействий как природных (ураганы, землетрясения и др.), так и связанных с техногенными авариями (падения самолетов, взрывы на транспорте), терроризмом, ракетным нападением.

Международные гарантии нераспространения ядерного оружия являются необходимым условием широкого развития ядерной энергетики, но они должны быть подержаны физическими и техническими мерами в построении технологии ядерного топливного цикла.

Расширение дальней транспортировки делящихся и высокоактивных веществ может стать одним из главных препятствий к созданию крупномасштабной ядерной энергетики. Замыкание ядерного топливного цикла АЭС является радикальным решением этой проблемы, имеющим основания и в современной технологии (жидкосолевые реакторы, концепция быстрого реактора IFR). Безопасность обращения с радиоактивными отходами и их окончательного захоронения резко повышается при возврате в реакторы и сжигании всех актиноидов. В этом случае открывается возможность захоронения остальной части отходов без нарушения природного радиационного равновесия после длительной (200—400 лет) выдержки в обслуживаемых охлаждаемых хранилищах небольшого объема при АЭС (рис. 1).



Р и с. 1. Эквивалентная 1 т продуктов деления по радиационной опасности масса природного урана (в равновесии с продуктами его распада) в зависимости от времени выдержки при остатке в продуктах деления после радиохимической переработки 0,1% U, Pu, 1% Np, Am и Cm (1), 0,01% U, Pu, 0,1% Np, Am и Cm (2), 0,01% U, Pu, 0,1% Np, Am и Cm и после извлечения 1% Cs и 0,1% Sr (3), удельный расход природного урана (tU/t продуктов деления) (4)

ше века, так как придется сжечь и большие количества накопленного ^{238}U , загрязненного ^{232}U и горящего намного медленнее плутония, и долго выдерживать остальные отходы.

Крупномасштабная ядерная энергетика может быть создана лишь при условии освоения обществом знаний и радиационной культуры подобно тому, как в XIX в. была освоена культура электричества. В этом случае радиационная технология с утилизацией радионуклидов получит широкое распространение в промышленности, сельском хозяйстве, медицине. Распространение такой культуры в обществе, начиная со школы, является важной задачей ядерщиков, как и разработка новой ядерной технологии — и энергетической, и для других приложений. Создание и выбор новой ядерной технологии для крупномасштабной ядерной энергетики будущего требуют и новых подходов к выбору критериев, в первую очередь безопасности. В развитых странах общество, обеспечив себя в достатке пропитанием и другими жизненными средствами, создав основу дальнейшего научно-технического прогресса, ставит задачи не столько продолжения количественного роста производства, сколько повышения качества жизни, включая безопасность и сохранение окружающей природы. Хотя качество требует немалых материальных вложений, главные результаты дает поиск и разработка новых подходов и технологий. Субъективные критерии общества, выходящего из царства необходимости и забот о хлебе насущном, конечно, корректируются со временем техническими и экономическими возможностями, но они все более определяют направления прогресса, тесня объективные критерии. Техникам, сетующим на некомпетентность и чрезмерность требований общества, которые ему же обойдутся слишком дорого, общество часто отвечает, что готово подождать, пока они или другие ученые не найдут новые, более безопасные и вместе с тем не очень дорогие решения. Наиболее близкий и яркий пример, показывающий, что эти ожидания не напрасны — успехи в энергосбережении, эффект которого в экономии обычного топлива и для окружающей среды оказался гораздо большим, чем дала ядерная энергетика. Известные шаги ОПЕК послужили лишь поводом к осуществлению зрелых в обществе идей и подготовленной техническим прогрессом технологии.

Наши современники едва ли согласятся на какой-либо иной критерий в отношении ядерной энергетики, кроме как исключение больших радиоактивных выбросов при

При решении проблем воспроизводства топлива, безопасности АЭС и обращения с радиоактивными отходами не видно ресурсных или экологических ограничений длительности «ядерной эры». Этому соответствует концепция реновации тщательно выбранных площадок АЭС, многократного их использования вместе с развитой инфраструктурой под строительство новых ядерных реакторов вместо снятых с эксплуатации.

Рассматривая длительную перспективу, мы должны учитывать и вероятность возникновения новой энергетической технологии (возобновляемые источники, термоядерный синтез), которая может стать предпочтительной ядерной энергетикой по своим экономическим, экологическим или другим качествам. Поэтому, обсуждая концепцию крупномасштабной ядерной энергетик, необходимо представить себе и обществу завершающий ее этап, требующий сжигания всего накопленного ядерного топлива и удаления радиоактивных отходов. Этот этап может оказаться длительным, боль-

авариях на АЭС или утечках при обращении, в том числе захоронении радиоактивных отходов. В мире, живущем по вероятностным законам, это означает сведение вероятности таких выбросов к пренебрежимо малым значениям, а не абсолютную безопасность. Для крупномасштабной ядерной энергетики следующего века с выработкой около 10^6 реакторо-лет это может быть вероятность 10^{-8} в год. Подобное значение и можно принять для новой ядерной технологии. Но вероятностные оценки приемлемы в качестве критерия безопасности лишь в том случае, если они достоверны или заведомо максимальны, чего нельзя сказать о современных методах вероятностного анализа безопасности. Последовательное проведение принципа естественной безопасности позволит детерминистически исключить наиболее опасные аварии в подавляющем большинстве случаев, включая и маловероятные. По-видимому, и здесь можно будет найти цепочки событий, которые ведут к опасным состояниям, и только к этим случаям придется применять вероятностные оценки по максимуму. Мы обязаны будем рассмотреть в качестве проектной любую возможную ситуацию, которую сможем себе представить или на которую нам укажут другие, включая и те, которые сейчас относят к гипотетическим или запроектным. Но должны приниматься во внимание лишь ситуации и процессы, осуществимые в рамках законов природы и возможностей людей и техники. Это, казалось бы, очевидное условие приходится упоминать, поскольку опасность произвола, недопустимого в конкретных разработках, реальна.

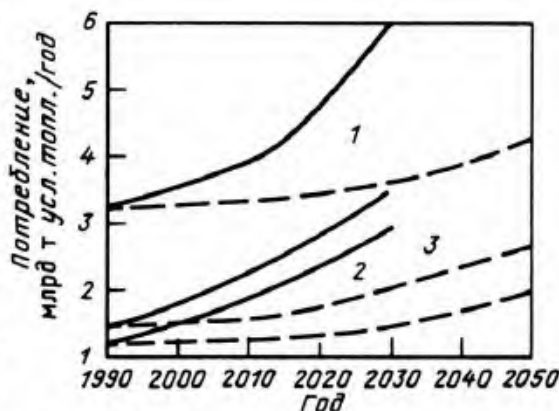
Критерии безопасности должны, конечно, рассматриваться в связи с экономикой. Но естественная безопасность и предполагает ее достижение экономичным путем. Со временем энергия будет дорожать вслед за топливом и ужесточением экологических требований, что приведет к экономически более благоприятным условиям для ядерной энергетики. Мы, однако, имеем основания потребовать от новой ядерной технологии, чтобы затраты на производство энергии не превышали бы существенно таковых для современных легководных реакторов.

Ядерная энергетика страны. Следующий этап

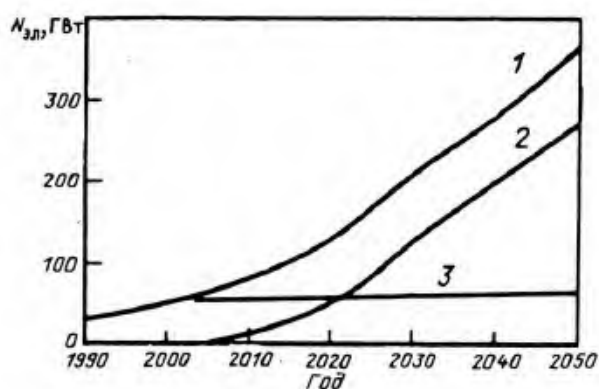
Суверенные государства, составлявшие СССР, независимо от изменений политического статуса тесно связаны многими экономическими и другими нитями. Это позволяет рассматривать, хотя бы в самых общих чертах, долговременное развитие энергетики, которое для первой половины века может быть ориентировочно представлено кривыми на рис. 2, на основании следующих положений: стабилизация производства первичной энергии в ближайшие 20 лет, умеренный рост ее потребления в последующие 40 лет приблизительно в 1,5 раза (с 2,2 до 3,3 млрд т усл. топл. в год), преимущественный рост производства электроэнергии с 0,6 до 1,7 млрд т усл. топл. в год с увеличением ее доли в топливно-энергетическом балансе примерно с 1/4 до 1/2 за счет снижения доли прямого использования тепла.

Основная народнохозяйственная цель развития ядерной энергетики состоит в стабилизации добычи, транспортировки и сжигания обычного топлива, а в последующем и сокращении его использования для энергетики. Сценарий развития ядерной энергетики (рис. 3—6) исходит из этого и следующих предпосылок:

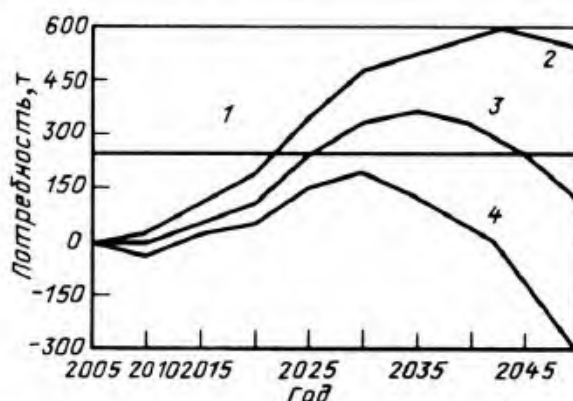
в ближайшие 20 лет ввод АЭС (частично АСТ) общей электрической мощностью до



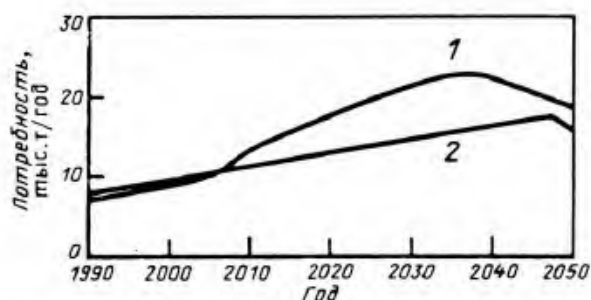
Р и с. 2. Потребление суммарное (1), электроэнергия (2), атомной энергии (3) по прогнозу 1984 (—) и 1991 гг. (---)



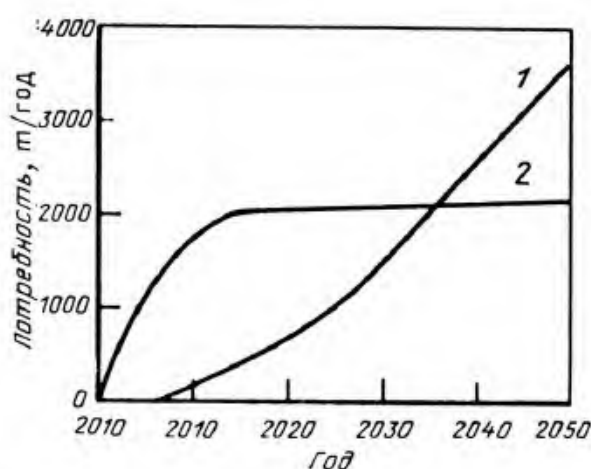
Р и с. 3. Прогноз развития ядерной энергетики до 2050 г. (мощность АЭС пересчитана в эквивалентную электрическую мощность; к.п.д. 0,4, к.и.м. 0,8: 1, 2, 3 — мощность суммарная, быстрых и тепловых реакторов соответственно)



Р и с. 4. Потребность в подпитке плутонием, накопленным до 2005 г. (1); 2, 3, 4 — топливо без ^{235}U , с замещением 10 и 20% плутония ^{235}U соответственно



Р и с. 5. Годовая потребность ядерной энергетики в природном уране: 1 — суммарная потребность при замещении 10% плутония ^{235}U ; 2 — потребность тепловых реакторов. Суммарная потребность быстрых реакторов в природном уране составит 170 тыс.т, плутоний — 300 т; потребность в эти же годы тепловых реакторов в природном уране — 1020 тыс.т



Р и с. 6. Прогноз потребностей ядерной энергетики в переработке отработанного топлива быстрых (1) и тепловых реакторов (2)

40 ГВт в основном на базе традиционных реакторов (ВВЭР и МКЭР — модульного канального энергетического реактора) повышенной безопасности;

в последующие годы строительство умеренными темпами (время удвоения T_2 около 20 лет) АЭС с естественной безопасностью;

для электро- и теплоснабжения, главным образом, отдаленных районов — строительство небольших усовершенствованных АТЭЦ, АСТ, АСПТ на тепловых нейтронах (типа легководных, ВТГР или других). Их доля в ядерной энергетике — в пределах 20%;

доля ядерной энергетики к концу периода должна составить примерно 1/2 производства электроэнергии и около 1/3 топливно-энергетического баланса.

В расчетах топливного баланса для тепловых реакторов принимались характеристики современных реакторов с возвратом ^{235}U и передачей плутония в быстрые, в качестве АЭС нового поколения анализировали быстрые реакторы с коэффициентом воспроизводства 1,3, временем удвоения плутония 22 года (время внешнего топливного цикла 3 года).

Результаты расчетов приводят к следующим выводам:

принятый сценарий развития ядерной энергетики может быть осуществлен без существенного расширения производства по добыче урана примерно до 20 тыс. в год

и его обогащению, заводов по производству топлива для тепловых реакторов при расходовании примерно половины разведанных (2 млн т) урановых ресурсов;

дефицит плутония для быстрых реакторов с невысоким темпом воспроизводства может быть восполнен слабообогащенным ураном (2—4%) с небольшим увеличением его потребления и, возможно, военными запасами плутония;

в последующий за рассмотренным период образуются избытки плутония, что позволит сокращать расход природного урана;

в начале XXI в. потребуются ввод завода по химической переработке топлива тепловых реакторов производительностью примерно 2 тыс. т в год. Производства топливного цикла (переработка, изготовление топлива, выдержка отходов) для АЭС нового поколения будут создаваться при них.

Рассмотрение здесь в качестве основы крупномасштабной ядерной энергетики быстрых реакторов отражает их предпочтительность для топливного баланса и достижения естественной безопасности. Но пока мы не располагаем быстрым реактором, реализующим все его возможности, должны исследоваться и концепции тепловых реакторов, способных обеспечить необходимый топливный баланс и безопасность.

Требования к ядерной технологии естественной безопасности

Современные требования и нормы безопасности основывались на опыте традиционной ядерной технологии, в первую очередь легководных реакторов. Требования к новой ядерной технологии сейчас могут быть сформулированы лишь в общем виде и будут уточняться и корректироваться по мере накопления опыта. В самом общем виде они состоят в исключении аварий, ведущих к недопустимым радиационным выбросам. Рассматриваются все возможные ситуации, возникающие при неисправности оборудования, ошибках персонала или внешних природных или других воздействиях. Исключение из рассмотрения тех или иных ситуаций требует доказательства их неосуществимости в соответствии с природными законами, техническими возможностями и способностями человека. При наличии таких доказательств эти ситуации не учитываются в проектах и в обосновании их безопасности. Слова "исключение" понимаются детерминистически во всех случаях, кроме, может быть, отдельных многозвенных цепочек событий, вероятность реализации которых пренебрежимо мала. В качестве таковой принимается вероятность 10^{-8} реакторо-год, если ее расчет достоверен или достоверно максимален. В таблице дан перечень классов аварий на АЭС и при обращении с радиоактивными отходами, а также возможные меры для их исключения. При этом не учитывается действие средств защиты как активных, так и пассивных непрямого действия, обладающих ограниченной надежностью.

Меры по исключению или снижению последствий некоторых аварий

№ п/п	Класс аварии	Возможные меры по исключению аварии
1	2	3
1.	Разгон на мгновенных нейтронах: аварии или ошибки в управлении	Полный запас реактивности $\Delta k < \beta$; $\Delta k_{\text{выг}} < \beta$; к.в.а = 1; выгорающий поглотитель (Gd); частые перегрузки; исключение отравления (быстрый реактор, циркулирующее топливо и т.п.)
	деформация активной зоны	Конструкция активной зоны, исключающая рост реактивности с $\Delta k > \beta$ при ее деформации
	аварийное изменение состава активной зоны	Пустотный и другие эффекты $\Delta k < \beta$; исключение кипения, попадания в активную зону пара, газа и т.п. в опасных количествах

1	2	3
	образование вторичной критической массы	Температурные и другие запасы; исключение или малая скорость компактирования топлива; низкое обогащение топлива; выгорающие поглотители
2.	Разрушение активной зоны	Большие запасы определяющих параметров до предельных значений; малый энергозапас и др.
3.	Потеря теплоносителя: разгерметизация или разрушение первого контура, кипение теплоносителя	Низкое давление, ограничение утечки теплоносителя
4.	Потеря охлаждения активной зоны: блокировка расхода через ТВС; кипение теплоносителя, остановка насосов	Отказ от плотных чехлов ТВС; большие запасы до кипения; высокий уровень естественной циркуляции теплоносителя; саморегулирование реактора обратными связями; тепловая инерция контура
	перекрытие тракта циркуляции теплоносителя	Несколько трактов охлаждения, исключение замораживания теплообменника, исключение заброса холодной воды
5.	Потеря охлаждения со стороны второго контура или средств отвода остаточного тепла	Снижение мощности реактора за счет обратных связей, тепловая инерция, длительное пассивное расхолаживание водой и воздухом, в том числе через корпус и шахту реактора
6.	Другие аварии с достижением температуры, нагрузок и давления, критических для топлива, теплоносителя и других компонентов: неисправность оборудования	Меры те же, что и в п. 3,4: большие запасы до критических значений параметров
	ошибки управления	Большие запасы до критических значений параметров Упрощение управления с максимальной (полной) автоматизацией
7.	Пожары и взрывы: аварийный контакт топлива, теплоносителя и замедлителя с воздухом, водой или паром образование водорода в опасной концентрации	Исключение горючих веществ; промежуточный контур Исключение образования водорода в опасном количестве за счет радиолиза и химических реакций
	паровой взрыв	Промежуточный контур; разрывные мембраны для сброса пара и давления; гидравлическая схема, предотвращающая разрушение активной зоны и попадание в нее пара в опасном количестве
8.	Аварии при транспортировке, переработке, фабрикации и хранении топлива и радиоактивных отходов	Замыкание топливного цикла на АЭС, обеспечение мер безопасности
9.	Распространение радиоактивных отходов из мест захоронения: разрушение инженерных сооружений могильников, миграция	Возврат и сжигание актиноидов в реакторах. Выдержка отходов в обслуживаемых хранилищах, распад до уровня активности природного урана. Радиационно эквивалентное захоронение радиоактивных отходов, физико-химические формы отходов, предотвращающие миграцию
10.	Внешние воздействия: природные (землетрясение и др.) терроризм, ракетное нападение (неядерное)	Инженерные способы защиты Подземное размещение радиационно опасных производств

Указанные меры принципиально просты, известны и многие из них используются в современной ядерной технике. Проблема разработки новой ядерной технологии состоит в исключении не тех или иных, а всей совокупности опасных аварий.

Кроме указанных, должны быть приняты и другие меры радиационной безопасности:

дальнейшее снижение дозовых нагрузок на персонал, роботизация обслуживания, ремонта и демонтажа оборудования;

снижение регулярных радиоактивных выбросов и на порядки величины объема низко- и среднеактивных отходов;

снижение радиоактивности отвалов при добыче урана, соизвлечение долгоживущих продуктов его распада (тория, радия и др.), минимизация накапливаемых количеств отвального урана;

утилизация полезных радионуклидов из отходов (особенно цезия и стронция).

Общие требования к новой ядерной технологии:

затраты на производство энергии на уровне современных легководных реакторов;

удельное потребление урана в 5—10 раз ниже, чем в современных реакторах;

электрический к.п.д. на уровне 40%;

уменьшение площади отчуждаемых земель, снижение тепловых выбросов по сравнению с современными АЭС и утилизация сбросного тепла АЭС;

учет в проектах требований демонтажа реактора и реновации АЭС, а также увеличение срока службы реактора до 50—60 лет;

создание при АЭС центра по обучению и тренировке персонала, общественной информации и просвещению, обучению школьников.

Пример реактора с естественной безопасностью

Реализация естественной безопасности возможна без выхода далеко за пределы технологии, освоенной в реакторной практике. Об этом свидетельствует пример быстрого реактора со свинцовым теплоносителем, предложенного несколько лет назад в ИАЭ им. И.В. Курчатова и изученного на концептуальном уровне совместными усилиями специалистов НИКИЭТ, ОКБ "Гидропресс", ФЭИ, ВНИИНМ им. А.А. Бочвара, ЦНИИКМ, ВНИИТФ, ПНИТИ, ЦНИИТмаша. Исследования показали, что разработка такого реактора может быть основана на технологии и материалах, знаниях и опыте, накопленных по быстрым реакторам и реакторам, охлаждаемым тяжелым жидким металлом PbBi, подобным свинцу. Поэтому он может быть создан в ограниченные сроки (10—12 лет) и стать основой развития крупномасштабной ядерной энергетики.

Рассмотрены реакторы электрической мощностью 300—1000 МВт с двух- и трехконтурными схемами как с плотным UN—PuN-топливом, так и с гетерогенной оксидно-карбидной композицией, обеспечивающими достижение коэффициента воспроизводства $\sim 1,3$, к.в.а ~ 1 и эффекта реактивности $\Delta k < \beta$. Малые замедление и поглощение нейтронов свинцом позволяют резко увеличить по сравнению с натрием объемное отношение теплоноситель—топливо (приблизительно с 0,8 до 2,5), что ведет к снижению скорости свинца (2 м/с), мощности на его прокачку, одновременно и подогрева ($\sim 110^\circ\text{C}$), высокому уровню естественной циркуляции (15—20% номинальной). При входной температуре свинца 420°C (температура плавления 327°C) максимальная температура (горячая точка) оболочки твэлов ниже 650°C , а на трубах парогенератора — 530°C , что позволяет использовать сталь стандартных марок. Опыты, выполненные на контурах со свинцом (пока длительностью 5 тыс. ч) с применением антикоррозионной технологии, освоенной для PbBi, дают возможность рассчитывать на решение коррозионной проблемы и в этом случае.

Одной из особенностей быстрых свинцовоохлаждаемых реакторов является не-большой мощностной эффект реактивности 0,15%. Это не только способствует ограничению полного запаса реактивности значением, не превосходящим эффективную долю запаздывающих нейтронов, но и позволяет использовать для саморегулирования реактора другие небольшие по абсолютной величине отрицательные эффекты реактивности. При этом важно, чтобы эти эффекты также имели нелинейную зависимость от температуры и других параметров активной зоны, при которой их стабилизирующее действие резко возрастало при выходе определяющих параметров реактора за допустимые пределы.

Предотвращение застывания свинца в парогенераторе при отклонениях от штатного режима охлаждения по второму контуру возможно при повышении температуры питательной воды до 350 °С и установке буферных емкостей перед парогенератором. Это соответствует критическому давлению воды и к.п.д. (нетто) > 40%. Для трехконтурной схемы рассмотрен и цикл более низкого давления, но простота двухконтурной схемы дает значительные преимущества.

Химическая пассивность свинца по отношению к воде и воздуху позволяет отказаться как от промежуточного контура и страховочного корпуса, необходимых для реакторов с натрием, так и упростить парогенератор (системы контроля и защиты от течей) и системы аварийного расхолаживания, в частности, путем использования и для реактора большой мощности высоконадежного пассивного расхолаживания водой и воздухом через шахту реактора. Расхолаживание сохраняется и в случае разгерметизации корпуса и даже при трещинах в шахте (застывание свинца). Исключается горение теплоносителя в случаях разгерметизации контура.

Давление столба свинца на уровне активной зоны (более 1 МПа) и его перепад по высоте предотвращают попадание опасных объемов газа или пара в активную зону. Запас до кипения свинца (температура кипения 1740 °С по сравнению с 900 °С для натрия), выраженный в величинах подогрева, составляет около 10 вместо 1,5—2 для натрия. Это вместе с большими запасами до плавления топлива, разрушения оболочек твэлов (за счет внешнего давления они оказываются разгруженными, $\sigma \approx 2$ кг/мм²), естественной циркуляцией и саморегулированием обратными связями упрощает систему управления реактором, что создает предпосылки к его автоматизации, исключению аварий из-за ошибок оператора. Упрощаются и требования к сооружению реакторного здания, системам перегрузки топлива, что в сумме с предыдущим наряду с повышением безопасности создает предпосылки удешевления АЭС со свинцовым теплоносителем по сравнению с натриевым быстрым реактором.

Переход от натрия к свинцу снижает энергонапряженность, рост объема активной зоны, загрузку плутония (более 4 т на 1 ГВт) и время его удвоения ($T_2 > 20$ лет при внешнем топливном цикле около трех лет). Теперь никто не рассчитывает на высокие темпы роста энергетики, в том числе и ядерной, а снижение энергонапряженности лишь благоприятно для безопасности и слабо влияет на экономику.

Свинец мало активируется нейтронами, что при соответствующей его очистке от примесей упрощает обслуживание и позволяет рассчитывать на повторное использование без увеличения объемов радиоактивных отходов после демонтажа реактора. Ослабляя проникающие потоки быстрых нейтронов, свинец способствует уменьшению активации и радиационного повреждения конструкций реактора и шахты, что приводит к продлению срока службы и упрощению демонтажа и реновации реактора, снижению объемов радиоактивных отходов. Наконец, как и в любом быстром реакторе, здесь могут эффективно сжигаться актиноиды, в том числе и ²³⁸U.

Уже из качественного обсуждения результатов исследований видно, что использование свинца в первую очередь благодаря его химической пассивности и высокой температуре кипения открывает дорогу к ядерной технологии, последовательно реализующей принцип естественной безопасности. Но это требует подтверждения деталь-

ными расчетами и экспериментами на следующих стадиях проектирования и при эксплуатации реактора. В этом отношении заманчивым является предложение ВНИИТФ о сооружении на Семипалатинском полигоне опытного реактора для отработки и демонстрации его качеств, в том числе устойчивости к предельным авариям при их специальном провоцировании.

Рассмотренный пример, вероятно, не единственная возможность приближения к идеалу естественной безопасности.

Ядерная энергетика снова, как 30—40 лет назад, нуждается в свежих концепциях и соревновании идей. Это так же необходимо, как и работа над усовершенствованием традиционных типов реакторов, и не должно восприниматься специалистами как помеха в работе.

Здесь мы, однако, сталкиваемся с драматическим противоречием: ни одна страна, даже самая богатая, не в силах разрабатывать несколько проектов такого масштаба. Выход один: разработка новой ядерной технологии естественной безопасности совместными усилиями ядерных стран, одинаково в ней заинтересованных. Россия как преемница СССР является одной из двух стран с наиболее мощным ядерным потенциалом и обладает обширным и во многом уникальным опытом. Мы ответственны за Чернобыль и наиболее остро переживаем проблемы ядерной безопасности. Поэтому инициатива нашей страны в разработке ядерной технологии наивысшей безопасности оправдана и естественна.

Поступила в Редакцию 28.08.91

Стоит обратить внимание на круг соавторов, наших в то время единомышленников. Некоторые из которых, превратятся позднее в ярых оппонентов. Результаты сводились к следующим основным положениям:

- В перспективе ближайших десятилетий неизбежно исчерпание дешевого уранового сырья и следует активизировать работы по замыканию ядерного топливного цикла.

- Быстрые реакторы с натриевым теплоносителем оказались дорогостоящими в эксплуатации из-за проблем, специфичных для натриевого теплоносителя.

- Несмотря на более высокий уровень безопасности существующих АЭС, чем у других технических объектов, с учётом аварий, имевших место в Уиндскейле, Три-Майле и в Чернобыле, следует рассмотреть возможность перехода к таким конструкциям, в проектах которых исключается деление аварий на проектные и запроектные. Исключается эвакуация населения при любых авариях. Максимальный ущерб ограничивается стоимостью самого реакторного объекта.

- От инженерных мер предотвращения аварий следует переходить к конструкциям, в которых аварии исключаются законами природы.

- Наилучшей, с учётом перечисленных требований, является бассейновая конструкция реактора с тяжёлым металлическим теплоносителем.

Среди тяжелых теплоносителей более освоенным является Pb-Bi. Однако, с учётом значительно меньших разведанных запасов Bi, более

высокой его стоимости и опасности, связанной с образованием Po , предпочтение было отдано свинцу.

С 1992 г. начинаются систематические презентации разработок реакторных конструкций и физических характеристик активных зон быстрых реакторов со свинцом в качестве теплоносителя.

На первом этапе нам представляется необходимым построить прототипный блок 300 МВт. Для его сооружения была проработана проектная документация применительно к площадке Свердловского филиала НИКИЭТ. Даже общественные слушания прошли успешно. Естественно, и публикации были сконцентрированы вокруг этой первоочередной задачи.



A radical approach needed for a nuclear future in Russia

By V V Orlov and E O Adamov

The only scenario in which the Russians can envisage further development of nuclear power in their country is with radically new reactor designs, such as the lead-cooled reactor. These reactors could clear the way for a nuclear technology capable of consistently implementing the principle of inherent safety. But this will need to be confirmed by detailed analysis and testing, including construction of an experimental reactor.

Entek, the Research and Development Institute of Power Engineering based in Moscow, has proposed what it believes may be the only solution to nuclear problems in the ex-USSR: to develop a new nuclear technology, based on a more extensive use of inherent safety features than previously considered. One idea put forward is the lead-cooled breeder reactor.

Nuclear power in the countries that made up the old Soviet Union presents a particular problem. Quite apart from Chernobyl, there is a real dilemma hindering the development of nuclear power: power consumption *per capita* in the Soviet Union is higher than in many developed countries, whereas the standard of living is far lower.

Establishing an efficient market economy in these countries will take time and money. Add to this the large potential for developing energy-saving technology, as the West has done, and there is little prospect that a major power plant building programme will be embarked upon, nuclear or conventional, in the next 15 to 20 years. There will be neither the resources nor the need for such a programme.

However, a limited construction programme based on improved designs, along with a campaign to educate people in nuclear safety, would be beneficial in two ways: old conventional power stations nearing the end of their service life could be replaced; and the current nuclear capabilities that these countries have already created at great expense (and will need in the future) could be maintained.

THE THIRD PATH

In general, there are three points of view concerning the future of nuclear power. The anti-nuclear vision is to do away

completely with nuclear plants, while the conventional wisdom in industry is to follow the evolutionary approach, focusing on the development of safe, acceptable power plants and dealing with other long term problems — resource supply, decommissioning and waste disposal — according to existing plans.

A third, more radical, approach, which is preferred in Russia, is to develop the principles of inherent safety, beyond what has already been suggested, into a new nuclear technology — one that is capable of resolving the fuel and power problems the whole world will face in the next century.

With limited potential for saving energy, the next century will inevitably see increasing power demand caused by population growth, higher energy consumption in mining, and the industrialization of developing countries. (Today, the power consumption *per capita* in these nations is 5 or even 10 times less than that in the developed world.)

Neither renewable sources nor nuclear fusion can currently be regarded as a realistic foundation for the power industry over the next hundred years, at least not during the first half. Nuclear fission offers the only realistic solution, provided its safety is properly ensured. For this to happen the scale of the nuclear industry must increase by an order of magnitude to make a significant re-

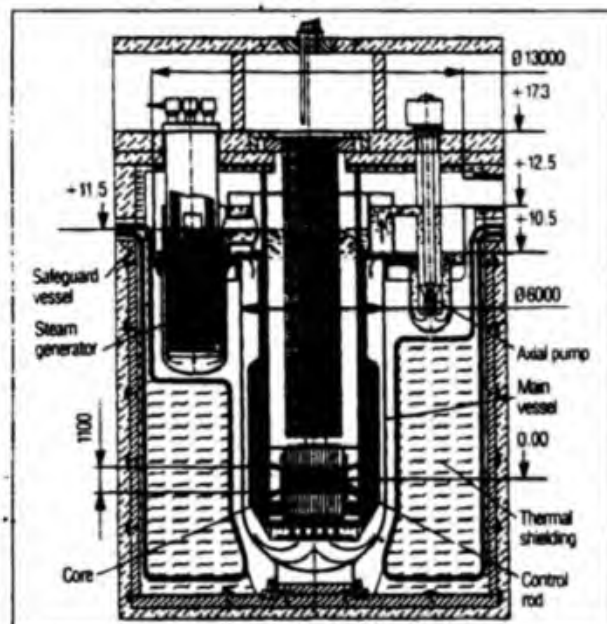
duction in the use of fossil fuels.

NUCLEAR LIMITATIONS

Developing a much larger industry presents new imperatives:

- Safety — this must be drastically improved in all areas.
- Fuel balance — the consumption of natural uranium must be decreased by around an order of magnitude, through transition to a closed fuel cycle with breeding.
- Economics — the economic advantages of nuclear power must be established.

We see now that the traditional nuclear technologies, shaped 40 years ago on the basis of limited experience with military applications, have serious limitations. They rely on an earlier belief



▲ BREST-300 reactor. This is an example of an experimental lead-cooled reactor that could be used to verify the main safety features. It has no breeding blanket.

The authors are with Entek (Research and Development Institute for Power Engineering), PO Box 788, Moscow 101000, Russia.

in the omnipotence of engineered safety measures and are fraught with potential risks of serious accidents:

- Uncontrolled reactor runaway (reactivity margins for burnup, poisoning, power effects, $\Delta K > \beta$).
- Loss of cooling due to primary circuit failure, coolant boiling, emergency cooling system failure.
- Fires and explosions.

This potential became reality at Three Mile Island and Chernobyl, which shook our confidence in engineered safeguards. Yet the course taken since then has relied mostly on adding to these safeguards and on setting extraordinary requirements for the quality of equipment, control systems and personnel. While reducing the probability of such accidents, these measures make nuclear plants more complicated and costly.

As to the size of a future industry, the number of reactor-years amassed next century is expected to be two orders of magnitude greater than it is now, and our only proof of its safety comes from extrapolating modern experience using recently developed probabilistic theory. This theory, particularly when applied to low probability events and event correlation, uses data that are not very reliable. What with the impossibility of testing it experimentally, the proof of safety it offers can hardly be regarded as convincing.

Neither are people likely to be convinced by the arguments of economic risk theory (which regards a severe accident probability of 10^{-5} as perfectly acceptable, despite the implication that several such accidents can take place in the next century). They are even less impressed by comparisons with the number of victims from traffic accidents, chemical releases or earthquakes. They demand radical safety improvements for all new technologies, both nuclear and non-nuclear.

Waste management. Considerable progress has been made recently in the technology of waste management. However, there are doubts that the engineering structures and long-term geological forecasts will be reliable enough to ensure safe isolation of high-radioactivity products, especially actinides, if the nuclear industry does become far larger and the quantity of radioactive wastes grows by two orders of magnitude.

Neither LWRs nor HTGRs can properly reduce the specific consumption of uranium. Fast reactors, which are capable of solving this problem, are too expensive, even in comparison to the sophisticated and costly LWRs. They are

also vulnerable to sodium burning and boiling.

INHERENT SAFETY

After the Three Mile Island accident, Alvin Weinberg, among others, came to understand the inadequacy of the engineered safety approach. He introduced the notion of "inherent safety". This approach calls for the greatest possible use of the fundamental physical and chemical properties and laws inherent in the nuclear fuel, coolant, radioactive wastes and other process components.

In this way maximum safety can be achieved by making designs simpler rather than more complicated. As well as offering a solution to the problem of limited fuel resources, breeding should also be considered for safety reasons. Closing the nuclear fuel cycle at the nuclear power plant also offers a radical solution to the problem of transporting nuclear materials, while the safety of waste management may be greatly improved by returning the wastes to reactors and burning the actinides.

Thus, inherent (or in other words, natural) safety leads to a new nuclear technology where safety, breeding and economy are in harmony. This approach should encompass not only reactors and nuclear plants, but also other components of the nuclear industry, including waste management.

Inherent safety features have been recently gaining increasing application in new designs of conventional nuclear plants. But traditional reactors are incapable of consistently realising inherent safety principles because of the potential risks embodied in their basic design concepts.

The aim in developing new nuclear technology is to ensure inherent safety consistently, starting at the conceptual level. For this purpose, there are methods available which have never been used in full before:

- Decreasing the reactivity margin down to $\Delta K < \beta$ (precluding poisoning effects, achieving a core breeding ratio of about unity, etc).
- Eliminating dangerous reactivity effects (void effect, etc), and full use of reactor self-regulation by feedback (eg the PRISM project).
- Long-term air cooling (as used now in modular HTGR and PRISM designs, and which could be employed in other reactor types).
- The use of incombustible low-pressure coolants with high boiling temperatures and high levels of natural circulation and thermal inertia.
- Measures precluding the possibility of dangerous radiation conditions result-

ing from external impacts, both natural (hurricanes, earthquakes, etc) and man-made (aircraft crashes, transport explosions, terrorism, missile attacks), such as underground siting.

LEAD-COOLED FAST REACTOR

It is possible to implement inherent safety without exceeding the limits of current reactor practice. A promising example of this is the liquid-lead-cooled fast reactor suggested several years ago by a group of experts from the Kurchatov Institute and studied jointly by that institute together with Entek, OKB Gidropress, IPP and a number of other institutes.

Studies have shown that the development of such a reactor could build on our fast reactor technology and our experience with heavy liquid metal (Pb—Bi) reactors. This means that a reactor could be designed in a fairly short time (10-12 years).

Two- and three-circuit reactors of 300-1000MWe have been considered using dense UN—PuN fuel in a heterogeneous oxidecarbide composition, making it possible to attain $BR \approx 1.3$, $CBR \approx 1$ and $\Delta K < \beta$.

Low neutron moderation and absorption by lead allow the volumetric coolant—fuel ratio to be sharply increased (from 0.8 to 2.5) as compared with sodium, which permits the lead velocity to be decreased (to $< 2m/s$), the power to be decreased both for pumping and heating ($\approx 110^\circ C$), and a high level of natural circulation (15-20% of the nominal value) to be established. With lead inlet temperature approaching $420^\circ C$ (melting point is $327^\circ C$), the maximum temperature of the fuel element cladding never goes above $650^\circ C$, and that on steam generator pipes above $530^\circ C$, allowing standard types of steel to be used. Experiments done so far on lead circuits (amounting to more than 5000h using corrosion control technology mastered for our Pb—Bi systems) provide grounds for optimism on the corrosion issue.

To prevent the lead from solidifying in the steam generators due to malfunctions in the secondary cooling circuit, the feedwater temperature must be raised to $\approx 350^\circ C$ and buffer vessels installed ahead of the steam generators. This corresponds to the supercritical water pressure and results in a net efficiency of over 40%. A lower pressure cycle has been considered for the three-circuit system as well, but the simplicity of the two-circuit design gives it significant advantages.

The compatibility of lead with water and air allows designers to abandon the intermediate circuit and safeguards

vessel required for fast reactors, and to simplify both the steam generators (as regards leak monitoring and control systems) and emergency cooling systems (eg by using a flow of water or air through the reactor vault to achieve passive cooling). Cooling is maintained both in the case of vessel seal failure and even with cracks in the vault (lead freezing). Coolant burning is ruled out.

Lead column pressure at the core level (more than 10 atm) and its difference in height prevent hazardous amounts of steam or gas from entering the core.

The lead boiling margin (boiling point 1740°C, as compared with 900°C for sodium), expressed in terms of temperature gains, is about 10 instead of 1.5-2 for sodium. This factor, along with the large fuel-melting and clad-

ding-failure margins (the claddings being stress relieved due to external pressures, $\sigma \approx 2 \text{ kg/mm}^2$), with natural circulation and self-regulation through feedback, helps to simplify the reactor control system, paving the way for full automatic control and eliminating accidents due to operator error. Requirements for the reactor building structures and refuelling system are also made much simpler.

Together these factors reduce the cost of lead-cooled reactors as compared with fast reactors, while improving their safety.

Moving from Na to Pb brings about a decrease in power density, an increase of the core volume, Pu loading and its doubling time ($T_{2>20}$ years with the external fuel cycle duration about 3

years). Decreased power density was one of the main reasons why sodium was originally chosen. Reduced power density is more favourable to safety, with negligible effect on economy.

Lead is not significantly activated by neutrons, which simplifies maintenance and allows its reuse without adding to radioactive wastes after reactor dismantling. By moderating the penetrating fast neutron fluxes, lead helps to reduce the activation and radiation damage of the reactor structures and vault, which allows reactor service life to be extended, simplifying dismantling and maintenance, and again reducing the amount of radioactive wastes generated. And finally, actinides, including U-238, can be efficiently burned up, as in any fast reactor.

Промышленный блок предполагался мощностью 1200 МВт и, естественно, был проработан менее подробно. Однако его основные характеристики неоднократно публиковались.

Fast reactor of the next generation

E. Adamov*, V. Orlov, A. Filin, V. Leonov, A. Sila-Novitski, V. Smirnov, V. Tsikunov

Research and Development Institute of Power Engineering, P.O.B. 788, Moscow, Russian Federation

Abstract

The results of computational and design studies of a 1200 MW, lead-cooled pool-type fast reactor with U-Pu nitride fuel based on the same principles as the previously considered BREST-300 design (Adamov, E.O., Orlov, V.V., Filin et al. Proc. Int. Topical Meeting on Advanced Reactors Safety, ARS'94, Pittsburgh, USA, 1994, pp. 509-516.) are presented. In connection with a capacity increase and to ensure full implementation of the LCFR concept merits in the BREST-1200 design, a number of new solutions have been accepted compared with the more conservative initial design. © 1997 Elsevier Science S.A.

1. Lead-cooled fast reactor

By the mid-1980s the search for a breeding concept allowing for the lessons from the first stage of nuclear power engineering and meeting new safety and economic requirements have led us to a fast reactor cooled by a chemically passive and high-boiling heavy liquid metal (Orlov, 1987). Initially based on the experience with naval reactors, a reactor cooled by PbBi eutectics and using the best-proven oxide fuel was considered by the Kurchatov Institute jointly with the Gidropress Design Bureau. It was discovered in the course of the work that, without exceeding the temperature limits acceptable for structural materials, a fast reactor may also use pure lead which is close to

PbBi in terms of physical and chemical properties, except for its melting temperature, but is abundant in nature, much cheaper and shows low activation by neutrons. The development of the LCFR concept was launched in the late 1980s by RDIPE jointly with the Kurchatov Institute, IPPE, VNIINM, TsNIKM, VNIITF and other institutes. Recognized as the best fuel was a high-density, heat-conducting radiation- and heat-resistant mononitride UN-PuN fuel in the form of pellets encased in a lead-filled shell of ferritic steel and working at moderate loads (the maximum temperature of the pellets is $T_{\text{max}} < 900^\circ\text{C}$). Natural nitrogen was supposed to be used because of the belief that the transfer to ^{15}N -enriched nitrogen would be possible in a large-scale energy sector which, along with carbon trapping during reprocessing, would have avoided environmental problems caused by accumulation of ^{14}C in $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ reaction.

* Corresponding author. Fax: +7 095 2019.

1.3. BREST-300, evolution of concepts

It was found that with reasonable power densities and fuel burnup, the minimum reactor power at which the complete in-core breeding of Pu (CBB = 1) is achieved, is approximately 300 MW, and efforts were focused on developing the BREST-300 design. The basic results of the development are set out in (Adams et al., 1994; Alexeev et al., 1989; Orlow et al., 1992, 1994).

A core configuration was found which ensured:

- complete in-core Pu breeding (CBB = BR = 1) without the uranium blanket;
- a minor change in the reactivity with burnup; a small negative power effect Δk_p at a high temperature coefficient dk/dT , the total reactivity margin, the depression effect included, $\Delta k_{\text{tot}} < \beta_{\text{tot}}$, a strongly negative integral void effect;
- a flattened and stable power density distribution (3-zone shaping by varying the diameters of the fuel elements with identical fuel);
- large flow areas of the coolant ($V_{\text{ch}}/V_{\text{tot}} > 2$), its low velocities $v_{\text{ch}} < 2$ m s⁻¹, the temperature gain $\Delta T \sim 100^\circ\text{C}$, fuel cladding temperature $T_{\text{max}} < 650^\circ\text{C}$, acceptable for ferritic steels at the inlet temperature $T_{\text{in}} > 400^\circ\text{C}$ with a sufficient margin for the Pb melting temperature ($T_{\text{melt}} = 327^\circ\text{C}$), moderate pressure difference $\Delta P \sim 1$ bar and capacity of the pumps for pumping lead, a high natural circulation level $> 10\%$ of the nominal value;
- a possibility of eliminating tight fuel assembly casings;
- removal of reactivity controls from the core into the lead blanket and the use of lead columns for this purpose with their level regulated by gas pressure;
- reduced mechanical impact upon the cladding from gas pressure and fuel swelling;
- negative feedback involving both the fuel temperature and the threshold thermal expansion of structures as temperatures go beyond the operating range.

A two-circuit reactor cooling configuration was adopted.

Besides the temperature parameters of the primary (428–540°C) and secondary (340–328°C,

supercritical pressure) circuits, lead and water circulation was designed so as to rule out the lead freezing by blocking its circulation lines in case of incorrect operation or during accidents with the destruction of the steam heater (a lead line bypassing the steam generator, a steam drive for the freshwater pump, additional heating of the freshwater by live steam from a jet pump, a special startup scheme). The overpressure in the gas cavity caused by steam generator tube rupture is limited by breakdown membranes in the reactor cover, with the steam-gas mixture discharged to the bubbler pool. Back-up residual heat removal is carried out by natural air circulation via the reactor vault.

The following experiments were carried out to test the basic aspects of the concept in parallel with computational and design studies:

- measurements at BPS (DPPB) and RODAR (VNIITF) of U–Pu–Pb critical assemblies that allowed refining the neutronic calculation results;
- investigation on interaction of monoenergetic fuel with lead and steel (Research and Production Association 'Luch') that confirmed their compatibility at temperatures of up to $\sim 1200^\circ\text{C}$;
- investigation of high-temperature water ingress into lead (Nizhny Novgorod Polytechnical Institute) and immersion of the lead with air and water vapor at temperatures up to 1200°C (Steel and Alloys Institute);
- evidence was provided to confirm the feasibility of mitigating the mechanical impact upon structures started by steam generator tube rupture and the absence of inflammatory risk from the lead and its vapor;
- many-year corrosion tests of steels (up to 650°C) in non-isothermal Pb-circulation loops with an exposure period of up to 1300 h (DPPB, TINISKM, RODPE) that confirmed the viability and efficiency of the anti-corrosion technology (oxygen content variation with formation and maintenance of oxide film on steel) previously developed and used for PbBi;
- short-term tests of the monoenergetic fuel in the RODPE's Svedberg, Breesh reactor and in the impulse reactor in Serpukhovsk (VNIITF).

1.2. Safety

The primary task in the development of a new generation of reactors is deterministic elimination of catastrophic radioactive releases, due to inherent physical and chemical properties of the fuel, coolant and other components and regularities in their behaviour in case of any incorrect actions of personnel, equipment failures and natural or terrorist external impacts (except, of course, for nuclear or other extreme impacts leading to complete destruction of the reactor or NPP).

To demonstrate such a safety level it is necessary to return to the concept of an ultimate design-basis accident which is considered as the result of an external impact with damage to the external barriers (containment, reactor vessel) and multiple equipment failures (pumps, steam generator, pressure header, control and protection system, etc.) and with the introduction of the full reactivity margin. Thus the initialing events of the considered design-basis and beyond design-basis accidents are covered making it possible to give up this fairly conventional division thereof.

The calculations that were done for the BREST-300 reactor confirmed that such an accident did not lead to a sudden critical excursion, to a loss of coolant, a fire or a hydrogen explosion, or to fuel damage, and the radioactive release could be limited to amounts which were thousands of times smaller than that released during the Chernobyl accident, and thus without the need for compulsory evacuation of the population from adjoining territories. The economic aspect turns out to be most important if catastrophic accidents are ruled out. The probability of severe accidents leading to the loss of the unit are permissible, from this point of view, at the level of 10^{-3} – 10^{-4} per reactor year (insurance allocation will be less than 1% of the energy costs in this case) and their probabilistic analysis may be based on actual nuclear power operating experience ($\sim 10^4$ reactor years) but not on too great an extrapolation to the level of 10^{-6} – 10^{-7} as is done nowadays.

To evaluate the 'safety margin', accidents traditional for fast reactor analysis but not credible for the reactor under consideration were also analyzed as hypothetical ones:

- fuel damage with a risk of its fast rapid collapse with a sudden critical excursion. The closeness of the specific weights of the fuel and the coolant and the convective flow of the latter prevent the fuel rapidly collapsing and leads to its spreading over a large volume;
- fast reactivity insertion at a rate of tens of $\$ s^{-1}$, which was considered by Bete and Tyte, results in the fragmentation of the fuel and its mixing with the coolant but without the coolant boiling which causes the steam explosion in sodium- and water-cooled reactors with mechanical energy release equivalent to hundreds of kg of TNT. Contrary to the persistent delusion which attributes a special risk associated with the reactivity insertion at a high rate ρ (similar to an A-bomb) to fast reactors with a short neutron life of $\tau \sim 10^{-6}$, the feedbacks specific to these reactors (Doppler effect) lead to a much smaller energy release $Q \sim \sqrt{\rho \tau}$ in a burst than that in thermal reactors with $\tau \sim 10^{-3}$ – 10^{-5} s (the Chernobyl accident is an example). The accident process involves sequential relatively small bursts with a relatively slow average temperature increase which does not depend on τ .

1.3. Economics

The high safety level achieved, largely due to the fuel and coolant properties, allows the reactor and NPP design to be simplified and eases the requirements for the equipment quality and personnel.

Along with highly efficient use of the fuel and heat, this offers an NPP cost reduction as compared not only to the LMFR-Na but also to the LWR, which is confirmed by the comparative assessments performed. The basic simplifications relate to the reactor and steam generator design, the main and emergency cooling systems, the refuelling system (washing the unloaded assemblies to remove Na is not required), the control system (small reactivity margin, monitoring scope and requirements to the speed of response, large margin to critical temperatures), NPP construction scope, and requirements in respect of NPP resistance to accidents with the loss of the circuits' leakproofing (fires, pressure increase).

1.4. Radioactive wastes

The elimination of accidents by fuel failure rules out the objections against transmutation of actinoids and long-lived fission products in a power reactor, which are motivated by the increase of radioactive releases. Allowance is made for the return of all actinoids to the fuel during its reprocessing, except for Cm, the placement of Tc and I in special channels in the lead blanket for their transmutation, and use of Sr and Cs to create a stable heat source in the event of long-term reactor shutdown. This would provide for radiation-equivalent RAW burial without exceeding the natural level of radiation hazard, given thorough removal of actinoids (with the remainder of $< 10^{-3}$) and cooling of the radioactive wastes in storage with natural air circulation for ~ 200 years.

1.5. Nonproliferation

The elimination of the uranium blanket and the achievement of CBR ~ 1 open up possibilities for using a simplified fuel reprocessing technology involving moderate cleaning of fission products, which eliminates separation of fuel components and Pu extraction. Deployment of such reactors with a closed U–Pu fuel cycle would ensure profitable utilization of the plutonium accumulated in the thermal reactor fuel without creation of special burners and would reduce the risk of proliferation of nuclear weapons by stealing from fuel storage and the possibility of illegal plutonium production therefrom by existing methods.

Large-scale power production will need reactors of different capacities but centralized electricity generation at large NPPs is likely to remain its main direction. This has caused us to consider the concept of a large reactor using the same principles as in the initial design of the BREST-300. The choice of reactor capacity—1200 MW_e—was dictated by the availability of a turbine with supercritical parameters (K-1200-240, LMZ) in Russia.

2. Specific features of a large reactor

A number of problems arise for the reactor

under consideration due to its high power and large dimensions.

(1) An approximate 50% reduction in the value of the controls located in the side lead blanket. Therefore, the functions of bringing the reactor to subcriticality during shutdowns ($\Delta K = -2\%$) are assigned to the absorber rods located in the fuel assembly structure tubes and kept in the upper position above the core by the flow of lead through it. The heavy rods fall into the core as the forced Pb circulation stops. Banks of rods, each with its own lead feed, are sequentially raised to the upper position at the start of circulation. The basic reactivity control functions ($\Delta K \sim 0.33\%$) are performed by the elements located in the side lead blanket, mainly lead columns whose level in the channels is controlled by gas pressure.

(2) The back-up residual heat removal by natural air circulation via the channels situated in the reactor vault behind the reactor vessel, as it is provided for in BREST-300, turns out to be insufficient for a large reactor. Therefore, BREST-1200 has Field-type pipes with natural air circulation which are located at the periphery of the reactor and steam generators and are capable of removing 14 MW of heat (about 0.5% of the total reactor power) or more during an emergency temperature increase. The flow rate of the air is controlled by gate valves which open passively as air temperature increases.

(3) Larger dimensions and weight of the reactor pose problems for manufacturing the vessel, transportation and installation and for making the structure seismically stable. BREST-1200 has a pool-type design, with the reactor and steam generators located immediately in the concrete vault without a metallic lining, which requires thermal protection for the concrete. The maintenance of its temperature below 100°C is ensured by natural air circulation in the tubes running in lead and protected by thermal insulation blocks.

(4) Due to thermohydraulic limitations, the fast reactor power is raised primarily by increasing the radial dimensions. With unchanged fuel composition (the ratio of concentrations of fissile Pu and

^{235}U is $\sim 1:10$, $\text{CBR} \sim 1$) criticality is maintained in this case by reducing the core height, with the lead velocity decreased to maintain the reactor and secondary circuit temperature parameters.

(5) Potentialities for reducing the fuel density and raising the lead volume fraction were also considered but this leads to a reduced β_{eff} and an increased positive void reactivity effect in the core.

With an increase in the radial dimensions of the core, the negative void reactivity effect of axial blankets decreases (considering that the half-space albedo does not depend on the density).

A neutron absorber placed in the blanket at a certain distance from the core, the way it is done in the BN-800 design, provides for a considerable increase in this effect.

Two refuelling options are considered:

1. Similar to BREST-300, $\sim 1/5$ of the fuel assemblies are reloaded once a year under shut-down conditions. After intermediate cooling in the storage above the core the assemblies are removed through the rotating plug in the reactor cover into a container and carried through the reactor hall to the pond.
2. Quasi-continuous reloading of 1-2 assemblies a week with the reactor power at 10-20% during periods of reduced grid load, with the assemblies cooled in intermediate storage for ~ 3 months and then unloaded to the transport compartment of the fuel reprocessing system. The reactivities of an unloaded spent fuel assembly and a loaded fresh assembly are approximately equal and are not to exceed ΔK_p . Besides reducing the reactor and hall dimensions and raising the capacity factor, this gives a 10% increase in the average fuel burnup and a 4-fold reduction in the quantity of the fuel and plutonium which are held in intermediate storage. The main advantage of the quasi-continuous refuelling is that the quantity of the plutonium available at the NPP as reprocessed and fabricated fuel, a form which is least protected from theft or illegal separation, is reduced by two orders of magnitude. Solving the problems related to errors in estimating the reactivity change with the fuel burnup at $\text{CBR} \sim 1$ and entering the steady-state refuelling mode also becomes simpler.

3. Design and characteristics of BREST-1200

The design of a pool-type reactor with a lead circulation circuit similar to that of BREST-300, is presented in Fig. 1. The map in Fig. 2 shows the arrangement of the fuel assemblies in zones 1, 2 and 3 of the core found and beyond which is the first row of the lead blanket units with tight casings containing the controls. The units of rows 2, 3 and 4 contain components with I and Tc for transmutation and with Sr and Cs to serve as a stable heat source.

To maintain the concrete temperature below 100°C , natural air circulation through pipes is used, with their downcoming section located in the concrete and the rising section in the frozen lead at the border with the concrete. The thermal insulation blocks in steel casings which are fastened to the concrete by anchors, ensures a lead temperature reduction from 400 to 200°C and reduction of the heat flux removed by air to ~ 3 MW (0.1% of the reactor rated power) (Fig. 3). In case of an emergency coolant temperature increase, the system takes over part of the residual heat removal function, largely performed by special Field pipes located at the periphery of the reactor and steam generators (the power removed

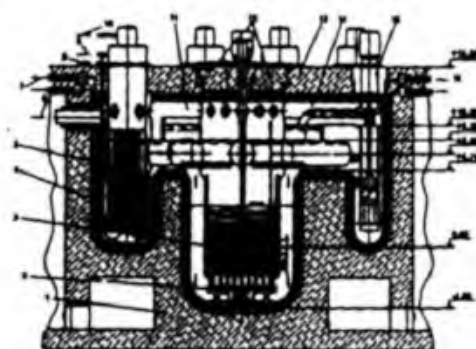


Fig. 1. The BREST-1200 reactor: (1) concrete vault wall; (2) support grid; (3) core; (4) thermal insulation; (5) steam generator; (6) steam discharge into pressure suppression pool; (7) air into concrete cooling system; (8) air into cooldown system; (9) steam outlet; (10) feedwater inlet; (11) pressure chamber; (12) rotating plugs; (13) upper plate; (14) gas volume; (15) circulation pump; and (16) air.

6

E. Adamov et al. / Nuclear Engineering and Design 000 (1997) 000–000

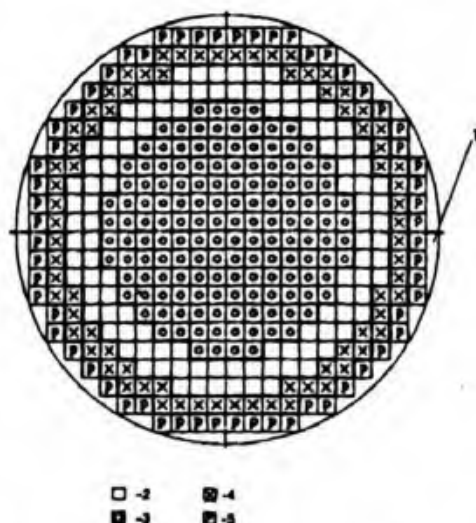


Fig. 2. Core element arrangement in the BREST-1200 reactor: (1) lead reflector; (2) fuel assembly (148 pieces, fuel element diameter 9.1 mm); (3) fuel assembly (108 pieces, fuel element diameter 9.6 mm); (4) fuel assembly (76 pieces, fuel element diameter 10.4 mm); and (5) control element.

by the natural air circulation at the nominal lead temperature is 14 MW, i.e. about 0.5% of the rated power). Water enters the pipes during accidents involving external air circulation line damage and its evaporation provides continuous residual heat removal.

Lead is circulated through the reactor and steam generators by four centrifugal pumps of 1.5 MW each which inject the lead into the pressure chamber at a level 2 m higher than the base one.

The forced circulation is maintained for ~ 20 s if the pumps stop, after which the natural circulation mode takes over, its rate exceeding 10% of the nominal value with the temperature difference found in the operating range. A bypass line with a flow rate of several percent is provided for the extreme case involving blockage of the line via the steam generators.

Fuel and other assemblies are loaded and unloaded using a rotating plug in the reactor cover, the spent assemblies are kept in the reactor storage for 3–12 months.

Tables 1 and 2 present the general and neutron characteristics of the BREST-1200 reactor.

4. Safety and economics

The ultimate accident analysis is not yet completed for the BREST-1200 reactor but its similarity to the BREST-300 reactor in terms of design and characteristics allows us to expect the same safety level. As to the emergency residual heat removal, the location of the cooling air channels immediately in the lead will keep its temperature during the ultimate accident below 800°C. If the air lines are blocked, the residual heat is removed through the supply and evaporation of water

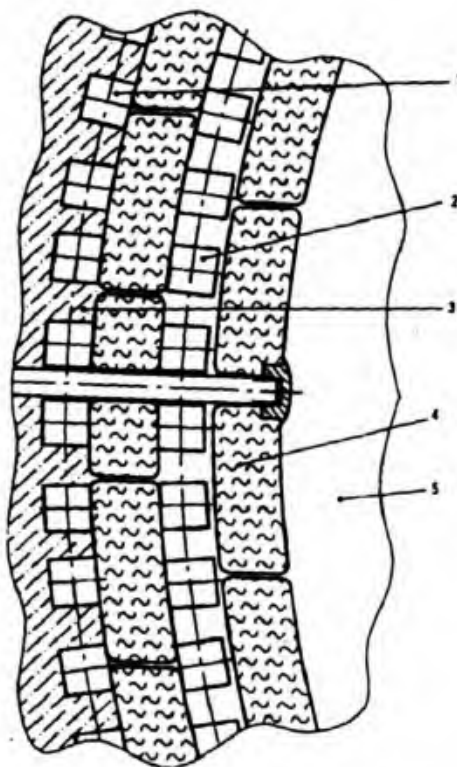


Fig. 3. Concrete cooling system in the BREST-1200 reactor: (1) air feed pipe; (2) air bleed pipe; (3) concrete; (4) thermal insulation; and (5) lead.

Table 1

Thermal power (MW)	2800
Electric power (MW)	1200
Number of FAs	332
Core diameter (mm)	4760
Core height (mm)	1100
Fuel element diameter (mm)	9.1; 9.6; 10.4
Fuel element spacing (mm)	13.6
UN-PuN load (t)	60
Pu-239 + Pu-241 included (t)	5.9
Fuel lifetime (years)	5-7
Inlet/outlet lead temperature (°C)	430/540
Maximum lead velocity (m s ⁻¹)	1.7
Feedwater temperature (°C)	340
Steam temperature-pressure (°C/MPa)	520/24.5
Net power unit efficiency (%)	43

coming to the cooling channels from a water pool which is located in the upper section of the concrete vault and is intended for the fuel unloaded from the reactor if required.

The development of BREST-300 involved assessments of capital investments and power generation costs for a large reactor, which showed the possibility of their reduction as compared not only with LMFR-Na but with LWR as well. The feasibility study for the design of NPPs with BREST-1200 reactors will allow us to draw conclusions based on a more detailed analysis.

5. Further development of the design

The engineering developments and detailed research in technology and materials will undoubtedly

Table 2

Reactivity effects and margin ΔK	Value (%)
Power	0.15
Neptunium	0.11
Excursion between refuelling (1 year)	0.05
Operational	0.02
Total, ΔK_{tot}	0.34-0.29
Assembly loading (unloading)	<0.15
Delayed neutron effective fraction β_{eff}	0.35
Prompt neutron lifetime (s)	0.9×10^{-4}

lead to certain changes in reactor design and its optimization. Without dwelling on the immediately improvement potential we will note two issues of fundamental importance.

(1) Fast neutron reaction $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ leads to the accumulation of environmentally harmful nuclide ^{14}C and also leads to a marked loss of neutrons ($\sim 3\%$). Nitrogen enrichment with isotope ^{15}N up to 90-99% and entrapment of 90-99% of the carbon during fuel reprocessing would solve these problems by reducing ^{14}C losses into the environment by approximately a thousand times.

The analysis of the isotope enrichment of nitrogen by methods of low-temperature rectification, chemical exchange, gas diffusion and centrifugation as well as using electrical discharge or laser beam shows the possibility of reducing its current costs of 50 \$/g to an economically acceptable amount below 10 \$/g in large-scale production.

Measures to reduce nitrogen losses during fuel reprocessing will also be required.

The calculations have shown that the threshold neutron absorption by ^{14}N results in a significant reduction of positive reactivity effect in the core when the lead density decreases (ingress of gas or steam bubbles into the core). The non-elastic scattering of fast neutrons by the lead reduces their absorption by ^{14}N and also the fission of ^{238}U which causes a decrease in β_{eff} . Further research into the ways of reducing the positive void effect of the reactor with enriched nitrogen and of raising β_{eff} is needed. One of them may involve raising neutron leakage from the core by reducing its height and the lead volume fraction and, possibly, increasing the lead velocity.

Meanwhile, the hydraulic resistance of the core may be preserved if the gas collector in the fuel element is eliminated. The nitride fuel is good at retaining gaseous and volatile fission products at low temperatures. This favors the use of vented fuel without an excessive increase in the coolant and cover gas radioactivity, which will require further thorough investigation.

Reducing the core height and eliminating gas cavities will provide for a significant reduction of the FA height from ~ 4 to 2.5-3 m, and hence reduce the height of the reactor and the dimen-

sions of the refuelling machines and compartments, equipment and rooms for reprocessing and fabrication of fuel with ensuing gains in cost saving.

More intensive gas cavity blowdown and cleanup will be required to reduce emergency radioactivity release. The absence of openings for movable control elements in the reactor cover facilitates this task.

(2) Reactors with $BR \sim 1$ permit the rational use of both weapons-grade plutonium and plutonium produced by NPPs with thermal reactors but its quantity constrains the scope of nuclear power development based on the fast reactors of such a type. To overcome this limitation during build-up of capacities at NPPs with fast reactors, they may use Pu mixed not with depleted or natural uranium but with low-enriched uranium (1–3%) whose specific consumption at fuel burnup of 10% h.a. will be several times smaller than for thermal reactors. As nuclear power approaches a steady-state level, the reactors will gradually change over to the mixed Pu-depleted U fuel.

Calculations show that the loss of reactivity by the replacement of plutonium with ^{235}U may be made up for by a higher core and the requirements in respect of the minor reactivity variation with burnup may be fulfilled. The reactivity effects change insignificantly as β_{eff} grows, so the safety characteristics can only improve.

Consideration should also be given to reactor options with a small Th blanket for supplying ^{233}U at further stages to thermal reactors of different types which are preferable for small nuclear stations satisfying local electricity and heat demands in remote districts. The share of such stations in the total nuclear generating capacities may be 10–20%, so at moderate $BR \sim 0.8$ within the Th–U cycle of thermal reactors, the shortage of ^{233}U may be covered by fast reactors with small breeding gain, $BG < 0.1$.

References

- Adamov, E.O., Orlov, V.V., Filin et al., 1994. Conceptual design of BREST-300 lead-cooled fast reactor. Proc. Int. Topical Meet. on Advanced Reactors Safety, ARS'94, Pittsburgh, USA, pp. 509–516.
- Alexeev, P.N., Levin, B.E., Morozov, A.G., Orlov, V.V., Slesarev, I.S., Subbotin, S.A., 1989. Conception of safe reactor RB-EC. Kurchatov Institute Report, No. 35/1-322-88, Moscow, (in Russian).
- Orlov, V.V., 1987. Nuclear breeding and reactor safety. Proc. World Sci. Forum on Power in XXI Century, IVTAN, Moscow, (in Russian).
- Orlov, V.V., Avrorin, E.N., Adamov, E.O., et al., 1992. Non-traditional conceptions of NPP with natural safety. Atom. Energ. 72, 317–328.
- Orlov, V.V., et al., 1994. Study of ultimate accidents for lead-cooled fast reactor. Proc. Int. Topical Meet. on Advanced Reactor Safety, ARS'94, Pittsburgh, USA, pp. 538–544.

Как у опытного прототипа, так и у промышленного блока, предлагается объединение генерирующей части с цепочкой переработки топлива. Такое решение исключает необходимость перевозки значительной части ядерных материалов, а, следовательно, в большей степени соответствует требованиям режима нераспространения.

Активная фаза проектных разработок началась в 1999 г. и завершилась в 2001 г. в связи с резким сокращением финансирования. Результаты публиковались достаточно широко, однако наиболее полно были обобщены в 2002 г. в монографии.

Министерство Российской Федерации по Атомной Энергии

antek

ФГУП Научно-исследовательский и конструкторский
институт энерготехники имени Н.А.Доллежаля

**БЫСТРЫЙ РЕАКТОР
ЕСТЕСТВЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ
СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ
ДЛЯ КРУПНОМАСШТАБНОЙ
ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

Под редакцией Е.О.Адамова, В.В.Орлова

Москва 2002

Глава 7. О радиационно-эквивалентном обращении ядерных материалов В топливном цикле ЯЭ

В параллель с работами над собственно реакторными технологиями, активно развивались исследования по топливному циклу. Поставленная задача о достижении радиационной эквивалентности между сырьевой компонентой, извлекаемой из Земли, и подлежащими окончательному захоронению отходами принципиально была решена ещё в начале 1990-х годов. Одна из публикаций того времени на эту тему приведена ниже.

УДК 621.039.75

ДОСТИЖЕНИЕ РАДИАЦИОННОЙ ЭКВИВАЛЕНТНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Адамов Е.О., Ганев И.Х., Орлов В.В. (НИКИЭТ)

Ядерная энергетика может рассматриваться в качестве реалистического пути радикального решения топливно-энергетических проблем, встающих в связи с неизбежным в следующем веке ростом производства энергии, который должен сопровождаться и ужесточением требований, предъявляемых к ядерной технологии, в первую очередь к безопасности реакторов и АЭС и радиоактивных отходов. Есть два подхода к безопасности, в тех или других пропорциях сочетающихся в практической работе. Один из них можно назвать инженерной безопасностью, достигаемой наращиванием инженерных систем и барьеров для предотвращения аварий и выхода радиоактивности в

окружающую среду [1]. Этот подход, преобладающий в современной ядерной практике, имеет, однако, экономические и другие пределы. Второй подход состоит в максимальном использовании в целях безопасности фундаментальных физических и химических свойств ядерного топлива, радиоактивных отходов и компонентов ядерной техники. Для него введен в широкий обиход термин внутренне присущая безопасность. Этот подход получает все большее использование в разработках перспективных реакторов [2], но может быть полезен и в других аспектах ядерной техники.

Применительно к радиоактивным отходам ядерной энергетики внутренне присущая (или естественная) безопасность может быть достигнута благодаря их ничтожно малому объему вследствие в миллионы раз большей калорийности ядерного топлива в сравнении с химическим, возможности выделения наиболее опасной долгоживущей части актиноидов с возвратом и сжиганием (делением) в реакторах и постепенному снижению со временем опасности остальной части отходов вследствие радиоактивного распада.

Продукты деления и активации нейтронами могут быть скомпактированы и выдержаны в охлаждаемых и обслуживаемых хранилищах небольшого объема в течение времени, необходимого для их распада до уровня, при котором радиационная опасность сравнивается с таковой для природного урана (вместе с продуктами распада), извлеченного из недр земли и использованного в реакторах. В этом случае может быть осуществлено их радиационно эквивалентное захоронение, не нарушающее природного радиационного равновесия.

Количество долгоживущей радиоактивности, которое может образоваться в результате функционирования ядерной энергетики, примерно в 10^8 раз меньше природной радиоактивности планеты, содержащей $\sim 10^{15}$ т урана и тория. Поэтому речь может идти лишь о локальном нарушении радиационного равновесия, а не глобальном. Захоронение распавшихся радиоактивных отходов в природных формациях, откуда извлечена часть урана (или в других местах, если будет доказана их предпочтительность с точки зрения радиационной безопасности), будет соответствовать этому требованию. Подобная эквивалентность может быть соблюдена, если будут найдены физико-химические формы захораниваемых отходов, при которых скорость их миграции наружу из мест захоронения не превысит таковую для урана и продуктов его распада.

Рассматриваемая схема обращения с радиоактивными отходами заслуживает изучения, так как имеет качества, позволяющие рассчитывать на ее экономичность, простоту и наглядность доказательств безопасности. Важной является и «обратимость» технологии, позволяющая принимать необходимые меры при возникновении новых обстоятельств, а также извлекать при появлении такой потребности ценные компоненты.

В современной ядерной энергетике с открытым топливным циклом на одну тонну продуктов деления расходуется примерно 200 т природного урана. Но с переходом к замкнутому циклу и расширенному воспроизводству это количество будет резко снижаться. В конечном счете ядерная энергетика деления, вероятно, уступит место какой-то лучшей энергетической технологии (хотя при решении проблем безопасности АЭС и обращения с отходами не видно каких-либо ресурсных или экологических ограничений на длительность функционирования ядерной энергетики) и встанет вопрос о сжигании в реакторах всех (или почти всех) имеющихся актиноидов, в том числе и ^{238}U , так как в нем накопится значительное количество ^{232}U . Необходимость полного сжигания урана, входящего в топливную загрузку выводимых реакторов, продлит срок службы ядерной энергетики примерно на 50—100 лет при постепенном снижении ее мощности. В предельном случае можно говорить о примерном равенстве массы извлеченного урана и продуктов деления.

Приведем оценки возможности и характеристики такого способа обращения с радиоактивными отходами, а также качественную оценку объема и других характеристик хранилища, определяющих экономику.

Извлекаемый из недр уран и находящиеся с ним в равновесии продукты распада являются в основном долгоживущими α -излучателями, которые в большинстве случаев опаснее β -излучателей продуктов деления и активируемых нейтронами конструктивных элементов реактора, включая активную зону, органы регулирования, теплоноситель, замедлитель, внутрикорпусные устройства, корпус и другие элементы, относящиеся к радиоактивным отходам по уровню удельной активности [3]. Термин «радиоактивные отходы» можно было бы заменить на радиоактивные продукты ввиду возможности полезного использования большого числа радионуклидов, однако в настоящее время принято все радиоактивные продукты обозначать как отходы. Будем рассматривать только первичные отходы, образующиеся непосредственно в нейтронном поле реактора. Основной вклад в активность этих отходов вносят высокоактивные продукты деления и актиноиды. Отходы низкой и средней активности дают лишь небольшой вклад в общую активность отходов, но их большой объем создает серьезную проблему при развитии крупномасштабной ядерной энергетики. Ее решение состоит в резком снижении объема таких отходов, их компактировании и захоронении непосредственно или после длительной выдержки.

Запишем условие радиационно эквивалентного захоронения отходов для всей ядерной энергетики с тепловой мощностью реакторов $W(t)$, ГВт с учетом всего времени работы до момента прекращения действия при $t = T$, с, когда будет сожжена вся масса добытого для нужд ядерной энергетики природного урана, включая обедненный:

$$\int_0^T W(t) \sum_i \psi_i(T-t) dt \leq C \int_0^T [W(t) / \bar{B}_U(t)] A_U^0(t) dt, \quad (1)$$

где $C = \bar{A} / (E_f 10^6 N_A) \sim 1,2 \cdot 10^{-8}$ т продуктов деления на 1 ГДж; ψ_i — функция, связывающая радиационно эквивалентную активность i -х нуклидов отходов с тепловой мощностью ядерной энергетики $W(t)$, например, для долгоживущих продуктов деления

$$\psi_i^{п.д} \sim \frac{y_i \lambda_i L_i(t) \exp[-\lambda_i(T-t)]}{E_f k_i},$$

$L_i(t)$ — доля i -х нуклидов, остающихся в отходах при их выделении в процессе химической переработки топлива для полезного использования; y_i — кумулятивный выход i -го нуклида при делении ядра; $E_f \sim 3,2 \cdot 10^{-20}$ ГДж — энергия деления; $k_i = (DK_B)_i / (DK_B)_U$ — коэффициент, приводящий активность i -х нуклидов из числа отходов к радиационно эквивалентной по воздействию на человека активности природного урана; DK_B — допустимая концентрация нуклидов в воде для населения группы Б, не работающего непосредственно с источниками излучения [4]; $\bar{B}_U(t)$ — меняющееся в процессе развития ядерной энергетики выгорание природного урана (от $\sim 0,005$ в открытом топливном цикле современных тепловых реакторов в пределе до ~ 1 ; $A_U^0 \sim 1,92 \cdot 10^{11}$ Бк/т — активность 1 т природного урана при соизвлечении из руды вместе с ним долгоживущих членов радиоактивных семейств ^{238}U (^{230}Th , ^{226}Ra) и ^{235}U для сжигания в топливном цикле быстрых реакторов.

Левая часть условия (1) дает полную радиационно эквивалентную природному урану активность всех нуклидов, входящих в состав отходов, к моменту времени T , тогда как правая часть — активность природного урана, добытого из недр земли за все время T существования ядерной энергетики и полностью сожженного в конечном счете в ядерных реакторах путем прямого деления и с использованием реакций, пе-

реводящих делимые нуклиды в делящиеся. $T - t$ включает время пребывания рождающихся нуклидов в реакторе ($0,5t_a$), расхолаживания и химической переработки (t_0), контролируемого хранения нуклидов (τ) и неконтролируемого пребывания в могильниках $t_{\text{мог}}$. Соотношение (1) отражает общий для ядерной энергетики суммарный баланс активности в предположении, что ее время действия превышает $\tau + 0,5t_a + t_0$. Для каждого момента времени есть свой баланс активности. Например, на этапе роста мощностей ядерной энергетики интегральная на интервале $(0, \tau)$ добыча урана превышает добычу к началу хранения, что снижает необходимое время выдержки τ . Принципиальным для настоящей работы является соотношение времени $t_0 + \tau$ и времени $t_{\text{сж}}$ — полного спада активности таких высокоактивных среднеживущих отходов, как ^{90}Sr и ^{137}Cs . В настоящее время $(t_0 + \tau)/t_{\text{сж}} \sim 0,1$ и в могильник предполагается отправлять высокоактивные отходы без соблюдения радиационной эквивалентности с использованным природным ураном, но с гарантией нераспространения активности в течение сотен и тысяч (для долгоживущей активности) лет.

За счет выбора времени контролируемого хранения τ можно изменить соотношение времени до $(t_0 + \tau)/t_{\text{сж}} \sim 1$ и отправлять в могильник долгоживущие низкоактивные нуклиды (например, ^{129}I , ^{99}Tc) или трансмутировать их перед окончательным захоронением в короткоживущие, если за время выдержки выяснится необходимость их трансмутации и окажется развитой соответствующая технология. В результате будет выполнен принцип радиационной эквивалентности и удовлетворены требования нераспространения активности.

Для иллюстрации изложенного определим время τ из равенства, аналогичного соотношению (1), записанному для отдельного реактора, но не через радиационно эквивалентную активность, а через радиационно эквивалентную массу природного урана $M_{\text{U}}^{\text{p.э}}$ путем деления обеих частей соотношения (1) на A_{U}^0 :

$$\sum_i M_{\text{U},i}^{\text{p.э}}(\tau) = M_{\text{U}}, \quad (2)$$

где $M_{\text{U}} = W_m/(E_f B_{\text{U}} 10^6 N_A/A_f) = CW_{\text{T}}/B_{\text{U}}$ — масса природного урана, потребляемая для выработки 1 т продуктов деления, т.е. $\sim 1,2-1,3$ ГВт·год электроэнергии для тепловых или быстрых реакторов соответственно; $M_{\text{U},i}^{\text{p.э}}(\tau) = L_i A_i(\tau)/A_{\text{U}}^0 k_i$ — масса природного урана, радиационно эквивалентная активности i -го нуклида $A_i(\tau)$, образовавшегося при выработке 1 т продуктов деления, в зависимости от времени контролируемого хранения τ , определяемого из условия (2) (см. таблицу).

Значения k_i и $M_{\text{U},i}^{\text{p.э}}$ (т/т продуктов деления) при времени выдержки τ (год) для ВВЭР

Характеристика	^{93}Zr	^{99}Tc	^{129}I	^{135}Cs	^{90}Sr	^{137}Cs	^{151}Sm	^{59}Ni	^{63}Ni
k_i	670	130	0,16	91,7	0,33	12	320	170	23
$M_{\text{U},i}^{\text{p.э}}$	0,036	0,77	1,1	0,08*	0,036	0,11	0,130	0,33	0,8
τ	0	0	0	0	800	600	800	0	800

*Без учета выгорания ^{135}Xe , что соответствует быстрым реакторам.

Левая часть уравнения (2) зависит от времени τ контролируемой выдержки в специальном хранилище, которое является одним из объектов ядерного топливного цикла, наряду с другими предприятиями ядерного топливного цикла, из которых глав-

ную опасность как по количеству радиоактивности, так и возможности аварий представляют реакторы.

Согласно проработкам здание хранилища, не превышающее по объему одного блока АЭС мощностью 1 ГВт, вмещает блоки с отходами (концентрация $\sim 10^4$ Ки/л), накопленными при энерговыработке $\sim 5 \cdot 10^3$ ГВт·год. Максимальная мощность блоков с отходами активности выходит на плато ~ 50 МВт и может отводиться естественной циркуляцией воздуха [5]. Необходимое время выдержки τ может быть расчетным путем определено из уравнения (2) с учетом параметров, отражающих особенности ядерного топливного цикла и обращения с отходами, которые влияют на массу потребляемого природного урана и радиационно эквивалентную массу отходов.

Сформулированные условия радиационной эквивалентности (1), (2) не полны, так как не учитывают миграцию радионуклидов в геологических массивах, различную для уранового ряда и отходов в той или иной форме химической и физической упаковки.

Окончательное захоронение отходов после длительной контролируемой выдержки может осуществляться в те же по своей функциональной принадлежности места, т.е. рудники, где заканчивается добычи урансодержащих руд на момент появления необходимости захоронения отходов с той же эквивалентной активностью и примерно той же или лучшей стойкостью к воздействию окружающей среды, либо в специальные места, наиболее геологически стабильные и безводные, если они окажутся социально приемлемыми.

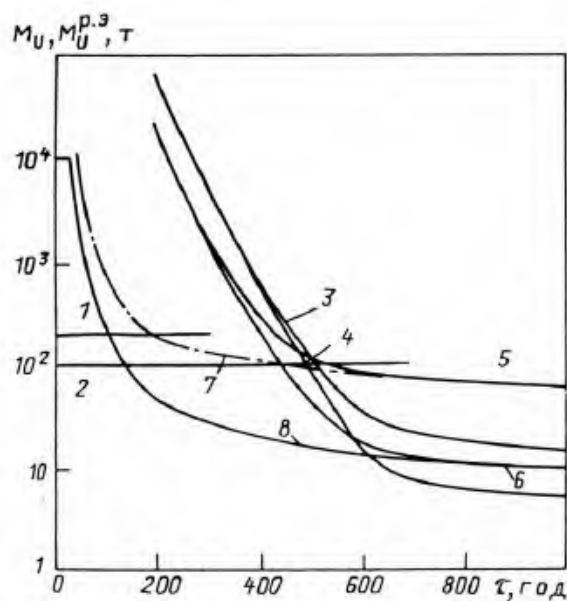
Оценки времени контролируемого хранения отходов в специальном хранилище с отводом тепла остаточного энерговыделения воздухом проводили при следующих предположениях об остатках актиноидов в продуктах деления [2], %: ВВЭР — 0,1 или 0,01 % для всех актиноидов, быстрый реактор со свинцовым теплоносителем (БРС) — или 0,1 для урана, плутония и 1 % для ближних к плутонию актиноидов (Np, Am, Cm) или 0,01 для урана, плутония и 0,1 % для ближних актиноидов. Потребление природного урана ВВЭР, близкое к 200 т на 1 т продуктов деления в открытом топливном цикле, снижается примерно до 140 т в замкнутом цикле при коэффициенте конверсии $\sim 0,5-0,6$. При его повышении в будущем до 0,7—0,8 в случае внедрения, например, тесных решеток потребление природного урана может снизиться еще примерно вдвое. В случае быстрых реакторов потребление природного урана заметно ниже и, если использовать регенерированный уран, оно снижается в пределе до ~ 1 т на 1 т продуктов деления при сжигании всех тяжелых атомов в заключительной фазе ядерной энергетики.

Малое потребление природного урана является экономическим преимуществом быстрых реакторов, но затрудняет возможность достижения радиационной эквивалентности при захоронении отходов. В связи с этим для будущей крупномасштабной ядерной энергетики следует учесть вероятную в течение некоторого времени одновременную работу тепловых и быстрых реакторов, а также предысторию развития ядерной энергетики, которая до настоящего времени работала и еще длительное время в будущем будет работать в основном в открытом топливном цикле тепловых реакторов с потреблением природного урана ~ 200 т на 1 т продуктов деления. Даже если предположить, что с некоторого времени начала интенсивного ввода быстрые реакторы не будут потреблять природный уран, снижение его среднего потребления до вдвое меньшего уровня произойдет после наработки ими такой же интегральной мощности, которая будет наработана ВВЭР за все время их работы, т.е. с большой степенью обоснованности можно принять потребление природного урана равным 100 т на 1 т продуктов деления в течение значительного (~ 100 лет) времени в будущем, что позволит отсрочить введение мероприятий по усовершенствованию ядерного топливного цикла, позволяющих добиться предельной радиационной эквивалентности. Использование ториевого цикла приводит к уменьшению наработки таких актиноидов, как Np, Am, Cm (при повышении наработки Th, Pa, U), что не решает кардинально проблему

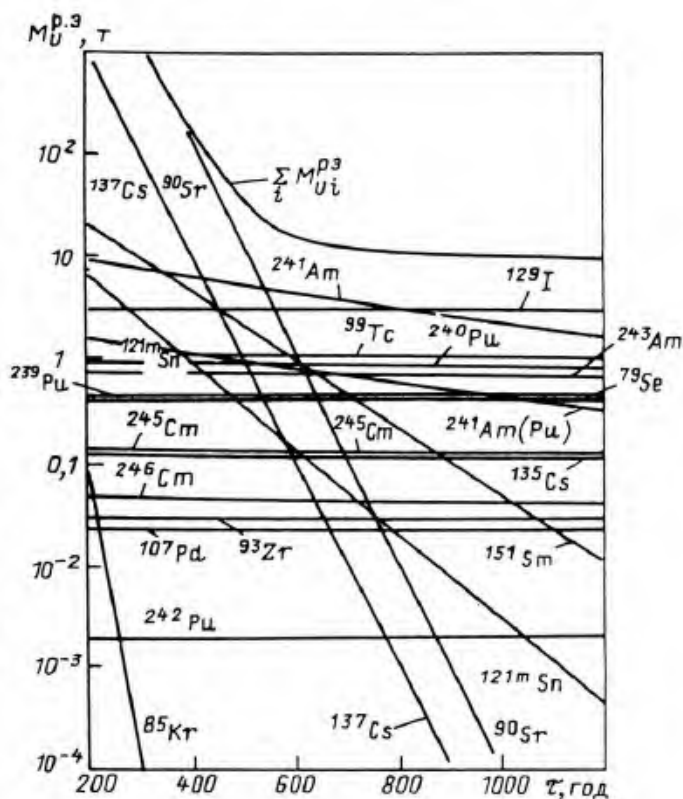
радиационной эквивалентности, поскольку общая активность высокоактивных отходов включает активность продуктов деления. Ториевый цикл снижает эту общую активность лишь в 10—100 раз. Поэтому меньшая наработка «тяжелых» актиноидов (Np, Am, Cm) не может явиться решающим аргументом для его введения.

Из рис. 1, 2 следует, что время выдержки до достижения радиационной эквивалентности примерно равно 400—450 годам и слабо зависит от степени извлечения актиноидов, т.е. можно согласиться на близкую к технологии сегодняшнего дня степень извлечения урана, плутония с остатком 0,1% и близких актиноидов с остатком 1%. Такой срок выдержки может потребовать прояснения вопроса о длительной стойкости сооружений хранилища. Существенное сокращение выдержки (до 200 лет) происходит, если при химической переработке топлива из него выделять стронций и цезий для их полезного использования: первого, например, в термоэлектрогенераторах или источниках β -излучения, второго — для облучения γ -квантами пищевых продуктов в целях предотвращения гниения, очистки сточных вод и другого применения.

Из рис. 2 видно, что при снижении потребления природного урана до 7—10 т на 1 т продуктов деления необходимое время выдержки увеличивается до 600 лет, причем основной вклад в радиационно эквивалентную массу из продуктов деления вносят ^{129}I (3,1 т) и ^{99}Tc (1 т), актиноидов — остатки (0,1%) ^{241}Am , имевшегося на момент химической переработки топлива (3,2 т) и образовавшегося из остатков (0,01%) ^{241}Pu в процессе выдержки (0,66 т). Следующий по величине вклад (т) обусловлен такими актиноидами, как ^{239}Pu (0,46), ^{240}Pu (0,91), ^{243}Am (0,74), ^{245}Cm (0,12), ^{246}Cm (0,04), и такими продуктами деления, как ^{79}Se (0,42), ^{151}Sm (0,22), ^{135}Cs (0,12), ^{93}Zr (0,03), $^{121\text{m}}\text{Sn}$ (0,021), ^{107}Pd (0,025), ^{90}Sr (0,012). Приведенные данные относятся к степени выделения с остатком 0,01% для урана, плутония и 0,1% для актиноидов.



Р и с. 1. Масса природного урана 200 (1) и 100 т (2), потребляемая для наработки 1 т продуктов деления, и радиационно эквивалентная активность отходов ВВЭР при остатке урана, плутония и других актиноидов 0,1% (3), 0,01% (4) и БРС при остатке урана, плутония 0,1%, актиноидов (Np, Am, Cm) 1% (5), урана, плутония 0,01%, актиноидов 0,1% (6), для кривой (5) при остатке стронция 0,1%, цезия 1% (7), для кривой (6) при остатке стронция 0,1%, цезия 1% (8)



Р и с. 2. Масса природного урана для БРС, радиационно эквивалентная активность отходов и ее компоненты при остатке урана, плутония 0,01% и актиноидов (Np, Am, Cm) 0,1%

Если при большом потреблении природного урана извлечение актиноидов допустимо снизить в 10 раз, то для асимптотического случая, который возникает при уменьшении потребления до 5—10 т на 1 т продуктов деления, ее целесообразно повысить в 5—10 раз, что уменьшит радиационно эквивалентную массу природного урана на 3 т только за счет ^{241}Am . При предельном снижении потребляемой массы природного урана до 1 т на 1 т продуктов деления радиационной эквивалентности можно добиться либо за счет трансмутации, кроме актиноидов, некоторых продуктов деления (^{129}I , ^{99}Tc), вносящих максимальный вклад в радиационно эквивалентную массу, либо путем выбора такой химической и физической формы упаковки отходов, которая обеспечит в 5—10 раз меньшую скорость миграции нуклидов после их долговременной контролируемой выдержки. Достижение таких показателей миграции может оказаться осуществимым, если учесть повышенную скорость миграции радона и других членов радиоактивного семейства урана.

Рассмотренные условия радиационно эквивалентного захоронения радиоактивных отходов и численные оценки позволяют надеяться на возможность достижения равновесия между забираемой ядерной энергетикой из недр земли активностью природного урана и отправляемой в нее для окончательного захоронения активностью отходов при выполнении ряда мероприятий не только в конечной, но и начальной части ядерного топливного цикла. К этим мероприятиям относятся изменение начальной части ядерного топливного цикла с выделением совместно с ураном таких элементов, как торий, радий и некоторых других, полное выделение из топлива при химической переработке актиноидов с их последующим сжиганием в ядерных реакторах, стронция и цезия с полезным использованием и длительная контролируемая выдержка отходов в специальных обслуживаемых хранилищах с возможным окончательным захоронением в тех же функциональных местах, откуда забираются тяжелые атомы для ядерной энергетике, при надлежащей химической и физической упаковке наиболее долгоживущих и опасных нуклидов. Применяемый для достижения радиационной эквивалентности рецикл актиноидов (Np, Am, Cm) не ухудшает существенно радиационную обстановку при изготовлении твэлов быстрых реакторов. Так, доза γ -излучения на поверхности твэлов возрастает примерно в 100 раз, генерация нейтронов за счет спонтанного деления и (α, n) -реакций в 140 раз по сравнению с рециклом только урана и плутония. Вклад нейтронов в полную дозу пренебрежимо мал. Незначительна также и активация нейтронами близлежащих конструктивных узлов установки по изготовлению твэлов. Влияние рецикла актиноидов на α -активность и энерговыделение в топливе менее существенно, эти параметры повышаются примерно в 3—5 раз. Уровень β -излучения почти не изменяется. В то же время рецикл актиноидов в сочетании с длительной контролируемой выдержкой отходов позволяет приблизиться к радиационной эквивалентности при окончательном их захоронении и решить существенную экологическую проблему обращения с отходами.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Землянухин В.И., Ильенко Е.И., Кондратьев А.Н. и др. Радиохимическая переработка ядерного топлива АЭС. М.: Энергоатомиздат, 1989.
2. Адамов Е.О., Орлов В.В., Смирнов В.С. и др. Концепция энергетических реакторов высокой безопасности с охлаждением жидким свинцом. Отчет НИКИЭТ, № 050—367—3272, 1989 г.; Орлов В.В., Ганев И.Х., Кочетков Л.А. и др. Обращение с РАО в крупномасштабной ядерной энергетике будущего. Докл. на 1-й конференции ЯО СССР. Обнинск, июнь 1990.
3. Основные санитарные правила ОСП—72/87. М.: Энергоатомиздат, 1988.
4. Нормы радиационной безопасности НРБ—76/87. М.: Энергоатомиздат, 1988.
5. Хранилище для временного хранения РАО. Отчет НИКИЭТ, № 20.001, 1990; Орлов В.В., Ганев И.Х., Гурьев В.В. и др. Хранилище для длительного контролируемого хранения РАО. Докл. на 2-й конф. ЯО СССР. Москва, июнь 1991.

Серией статей в журнале «Атомная энергия» был всесторонне рассмотрен не только вопрос об условиях и времени достижения радиационной эквивалентности, но с учётом разницы изотопов сырья и окончательных отходов, вопрос о достижении и радиационно-биологического равновесия.

УДК 621.039.519

**СТЕПЕНЬ ПРИБЛИЖЕНИЯ К РАДИАЦИОННОЙ ЭКВИВАЛЕНТНОСТИ
ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ И ПРИРОДНОГО УРАНА
В ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ**

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

УДК 621.039.519

**ВЛИЯНИЕ ТРАНСМУТАЦИОННОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА
НА ДОСТИЖЕНИЕ РАДИАЦИОННОЙ ЭКВИВАЛЕНТНОСТИ
ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ И ПРИРОДНОГО УРАНА
В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ РОССИИ**

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

Повышение безопасности реакторов и снижение уровня радиоактивности отходов являются необходимыми условиями развития крупномасштабной ядерной энергетики России. В качестве асимптотической цели можно принять снижение радиационно эквивалентной активности долгоживущих высокоактивных отходов, образующихся в топливе при работе реактора, до уровня радиоактивности природного урана, добытого из руды и использованного при их переработке. Достижение этой цели или приближение

УДК 621.039.519

**МОДЕЛИ РАЗВИТИЯ КРУПНОМАСШТАБНОЙ
ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ С ТРАНСМУТАЦИОННЫМ ЯТЦ
И ДОСТИЖЕНИЕМ РАДИАЦИОННОЙ ЭКВИВАЛЕНТНОСТИ
ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ И ПРИРОДНОГО УРАНА**

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

УДК 621.039.519

**РАВНОВЕСНАЯ АКТИВНОСТЬ ОБЪЕКТОВ ЯТЦ
В ПЕРСПЕКТИВНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ РОССИИ**

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

УДК 621.039.519

**МИНИМИЗАЦИЯ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ПРИ ЗАМЕНЕ
ЯДЕРНОЙ ТЕХНОЛОГИИ ПРОИЗВОДСТВА ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ В РОССИИ**

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

Настоящая статья является заключительной в серии статей [1—4], посвященных выработке стратегии обращения с долгоживущими высокоактивными отходами современной ядерной энергетики России и на стадиях развития и функционирования крупномасштабной ядерной энергетики, способной остановить в следующем веке рост потребления органического топлива.

Возможности минимизации долгоживущих отходов изучали на основе замкнутого трансмутационного топливного цикла с долей в отходах урана и плутония 0,01—1%. Np , Am , Cm — 0,1—100%. В ториевом цикле изменяли содержание в отходах тория и протактиния. Рассматривали изменение содержания в отходах средних (Sr , Cs) и долгоживущих продуктов деления (I , Tc) и рецикл конструкционных материалов. Целью минимизации было стремление приблизить активность долгоживущих высокоактивных отходов к активности использованных сырьевых материалов — урана и тория. Достижение баланса активности отходов и урана изучали в двух направлениях — радиационном на основе сравнения допустимой концентрации в воде для населения группы «Б» и миграционном — путем сравнения коэффициентов задержки в горных породах элементов отходов и урана. Оценивали баланс S , т.е. отношение радиационно эквивалентной активности отходов к активности природного урана и тория.

Интерес к публикации результатов наших исследований продемонстрировали ведущие журналы по ядерной технике.

Features

Fast reactors and radwaste management

by E. O. Adamov, I. Kh. Ganev
and V. V. Orlov*

Since the 1940s, fast reactors have been considered as a basis for a large-scale capital mini-plant.

the new technology development – an adoption which would be ruinous for our field of activities – we should try to understand the reasons for the lack of success with fast reactors.

Radwaste management

We consider the problems of reactors, fuel cycle and radwaste management integrally as is done in the IFR concept (ANL, US). The 300-, 600- and 1000-MW IFR systems

ATTAINMENT OF RADIATION EQUIVALENCY IN NUCLEAR POWER RADIOACTIVE PRODUCT MANAGEMENT

E. O. ADAMOV, I. Kh. GANEV, and V. V. ORLOV
Research and Development Institute of Power Engineering
P.O. Box 788, Moscow, 101000, Russia

Received September 30, 1992

Accepted for Publication January 27, 1993

The conditions for future progress in Russian nuclear power include increasing the safety of reactors and of radioactive waste management. The principal proposals regarding radiation equivalent disposal of radioactive waste are as follows:

1. extraction of long-lived radioactive decay products from ore together with uranium
2. extraction of such actinides as neptunium, americium, and curium and of strontium and cesium from fuel during chemical reprocessing so that they can be used for useful purposes
3. long-term controlled storage of radioactive waste in near-surface depositories.

It takes ~ 100 yr of controlled cooling for the activity of buried radioactive waste to reach radiation equivalency with the activity of uranium naturally occurring in the earth, assuming a natural uranium consumption level of ~ 100 t/GW(electric)·yr, and it takes ~ 200 yr for strontium and cesium extracted from radioactive waste.

In the limiting case of complete uranium burning and the consumption of ~ 1 t natural uranium/GW(electric)·yr, to reach radiation equivalency, additional measures may be needed before burial of the radioactive waste, such as more complete extraction of actinides during chemical reprocessing of fuel, improvement of the physical and chemical forms of the radioactive waste packages, an increase in the duration of

RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT

KEYWORDS: radwaste management, radiation equivalency, long-term controllable waste storage

II. THE CONDITIONS OF PROGRESS IN RUSSIAN NUCLEAR POWER

In the first stage of its development, nuclear power has replaced ~ 5% of the conventional fuel within the world's fuel balance, and we have gained vast practical experience in its use. On the basis of this experience and the practically unrestricted nuclear fuel resources available, one can regard nuclear fuel as a realistic way to deal with fuel and power issues that will arise because of the inevitable growth of power production in the next century. The solution of this issue demands a significant increase in the scale of nuclear power, and this may become a goal in the next stage of its development. Such an increase in scale should make the requirements placed on nuclear technology more rigorous. In particular, this concerns the safety requirements on reactors and nuclear power plants as well as the management of increasing quantities of radioactive products.

There are two different approaches to safety, which may overlap to some degree in practical applications. One approach is "engineering safety," which is accomplished by the steady development of engineering systems and barriers that prevent accidents and release of radioactivity into the environment.⁴ This approach, while dominant in current nuclear practice, has its economic and other boundaries.

The second approach to safety is based on the fundamental physical and chemical features of nuclear fuel, radioactive products, and the components of nu-

В 1997 г. наш доклад стал основным на конференции в США и наиболее полным из публикаций в Nuclear Engineering and Design.

Reprinted from

Nuclear Engineering and Design

Nuclear Engineering and Design 173 (1997) 277–291

The raw material and waste activity balance in the projected
nuclear power of Russia

E.O. Adamov *, I.Kh. Ganev, A.V. Lopatkin, V.G. Muratov, V.V. Orlov

Research and Development Institute of Power Engineering, POB 788, 101000 Moscow, Russian Federation



ELSEVIER



The raw material and waste activity balance in the projected nuclear power of Russia

E.O. Adamov *, I.Kh. Ganev, A.V. Lopatkin, V.G. Muratov, V.V. Orlov

Research and Development Institute of Power Engineering, POB 788, 101000 Moscow, Russian Federation

Abstract

Under discussion is the management of long-lived high-level wastes in the nuclear energy sector of Russia, the development of which on a large scale in the next century is motivated by the need for arresting the increasing consumption of fossil fuels. The prerequisites for the nuclear power growth consists in the design of naturally safe reactors and development of a transmutational nuclear fuel cycle (NFC) technology. The choice of operations in such a cycle and of their quantitative characteristics, is aimed at minimizing the wastes to approach the radiation balance with the natural uranium extracted and put to use. The paper discusses the way the approximation to the balance between the raw material and waste activity is influenced by introduction of the transmutational NFC (in case 2), inclusion of transmutation reactors into the energy mix (case 1), partial disposal of actinide wastes into outer space, and by recycling of protactinium (case 3). It is shown that such a balance can be sustained for a considerable time in cases 2 and 3 or throughout the operation stage of the future nuclear power (case 1). © 1997 Elsevier Science S.A.

1. Introduction

The small-scale nuclear power (NP) existing in Russia accounts for merely 3% of the total fuel consumption in the country and can hardly offset the costs required for substantial improvement of the nuclear fuel cycle (NFC) (Adamov et al., 1996a,b).

The demand for added generating capacities, expected in the next century, can be met in an expedient way through scaling up nuclear power by at least one order of magnitude, with the fossil fuel-based energy production kept at a stable level.

The prerequisites for large-scale NP development are the appropriate reactor safety levels—such as those afforded by naturally safe reactors (Adamov et al., 1994)—and the publicly acceptable performance of the NFC, including management of long-lived high-level wastes (LHW) (Adamov et al., 1993).

From the environmental point of view, it is precisely the LHW that are a particular concern in some countries where the required technologies are being developed in the framework of the existing governmental programs, such as SPIN in France (Viala et al., 1994), CURE in the USA (Kovalchuk et al., 1992), OMEGA in Japan (Saeki and Kuramachi, 1994), etc. The content of the above programs, including a Russian program should such be set up, boils down essentially to: long-term

* Corresponding author. Fax: +7 095 9752019.

monitored cooling (LMC) of LHW in storages before their final disposal to attain their radiation balance (RB) or radiation balance including migration (RBM); utilization of the initially highest-level nuclides (^{90}Sr , ^{137}Cs); transmutation of the longest-lived nuclides among the fission products (^{99}Tc , ^{129}I) and actinides (Am, Cm, etc.); element separation degree ($1 - \xi$) in fuel reprocessing, required for RBM attainment, where ξ is the proportion of LHW elements taken for disposal. One of the important additional procedures is the co-extraction of long-lived radium (^{226}Ra) and thorium (^{230}Th) in uranium production (Rodionov et al., 1992), with their subsequent transmutation to eliminate the greater part of the activity of the mined uranium.

These and other operations and their characteristics required for attaining the RBM are discussed below, as applied to the future nuclear power options in Russia at the stage of the sector operation (Adamov et al., 1997a,b,c).

2. Radiation balance including migration

Waste minimization does not imply that the objective is to attain zero activity of wastes. This is not feasible, nor is it really needed considering the fact that the natural uranium coming from the earth is radioactive. The realistic purpose of such minimization is to approach a balance between the radiation-equivalent activity of LHW and the activity of natural uranium (U_{nat}). The principle of equivalence, i.e. reduction to the radiation hazard of uranium, can be also applied to the processes of migration of LHW elements and uranium in various rocks after final disposal of the wastes and subsequent possible failure of the repository. In its most general form, the principle of radiation equivalence should be extended to the whole ecological system including the biosphere and the depths of the earth from which the uranium is extracted.

As a first approximation, the radiation balance of U_{nat} and LHW will be examined only in terms of their impact on human health, using, for instance, the permissible concentrations in water for Group 'B' population, PC_B , from the Radiation

Safety Code (Radiation Safety Code NRB-76/87, 1988).

According to the Radiation Safety Code, 1 Bq of natural uranium activity is allowable in a water volume of 22.5 ml. The tolerable activity of, e.g. ^{93}Zr and ^{232}Th in the same volume is 667 and 0.0167 Bq, respectively. Apparently, the ^{93}Zr radiation is 667 times less hazardous to human health and its contribution to the total activity decreases 667 times (K_{rad}), whereas the radiation of ^{232}Th is a greater threat and, when brought to equivalence, its contribution is increased 60 times. Use of nuclide radiation coefficients, $K_{\text{rad},i}$ allows expressing the radiation-equivalent activity of actinides (Ac) and fission products (FP) in LHW and of the neutron-activated structural materials (SM) in the following form:

$$A_{\text{RE,Ac}} = \sum_i A_i^{\text{Ac}} \xi / K_{\text{rad},i}$$

$$A_{\text{RE,FP}} = \sum_i A_i^{\text{FP}} \xi / K_{\text{rad},i}$$

$$A_{\text{RE,SM}} = \sum_i A_i^{\text{SM}} \xi / K_{\text{rad},i}^{\text{SM}}$$

$$A_{\text{RE,LHW}} = A_{\text{RE,Ac}} + A_{\text{RE,FP}} + A_{\text{RE,SM}}$$

$$K_{\text{rad},i} = PC_{B,i} / PC_{B,U_{\text{nat}}}$$

where ξ is the element contribution to wastes.

Naturally, the particulars of this approach may be revised on many points of the procedure. So, for instance, instead of the permissible nuclide concentrations in water for Group 'B' population (PC_B) use can be made of the annual intake limits from the Radiation Safety Code or ICRP criteria (ALI) (ICRP, 1992), the PC_B for water can be replaced or supplemented by indicators for air, etc. This subject needs thorough study by experts and the data based on PC_B for water given below should be treated as mere estimates.

A significant contribution to the total equivalent activity of LHW is made by migration factors which are defined as the ratio between the factors of retardation (RF) in rocks of LHW elements and U_{nat} : $K_{\text{mig}} = RF_i / RF_{U_{\text{nat}}}$.

The retardation factor (Brookens, 1984) is equal to the ratio between the velocity of water flow in rocks and the velocity of the element

Table 1
Radiation and migration factors

Nuclide/element	K_{rad} (nuclide)	K_{mig} (13) (element)
U_{nat}	1	1
^{90}Sr	0.333	7.9
^{99}Tc	133	28
^{129}I	0.158	0.22
^{137}Cs	12.5	25
^{151}Sm	317	96
^{230}Th	0.0183	98
^{231}Pa	0.275	29
^{237}Np	1.25	5.7
^{239}Pu	1.83	59
^{241}Am	1.58	64
^{244}Cm	3	60

migration. The element migration is slower than that of uranium with $K_{mig} > 1$, and quicker with $K_{mig} < 1$. With wastes coming to replace uranium, the migration factor reflects the fact that the probability of occurrence and the activity range of the long-lived nuclides which reach aquifers and other biosphere areas, depend on the time of the nuclide migration through the rocks that surround the site and bar the way to the biosphere. Wastes can be placed in reclaimed old mines or in deep underground storages. In both cases, the migration-equivalent activity of LHW, $A_{ME} = \sum_i A_i \xi / K_{mig,i}$ can be introduced into the estimation procedure. The resultant LHW radiation- and migration-equivalent activity can be written as $A_{RME} = \sum_i A_i \xi / (K_{R,i} K_{mig,i})$. The equivalent LHW activity is derived from the real activity divided by

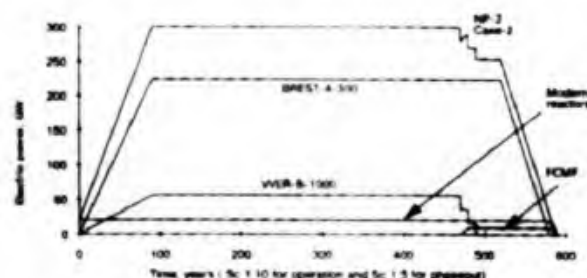


Fig. 2. NP development case 2. Stages: deployment, 90 years; operation, 3790 years; phase-out with burning of final charges of VVER-B (without ^{233}U + MA) and Th from BREST blankets, 10 + 10 + 30 years, burning of BREST final charge U in BREST and Pu + MA in FCMF reactors, 300 years.

the radiation and migration factors and is an analogue for uranium activity, comparable to the real activity of natural uranium with mass M_U which went to produce the LHW. The conditions for attaining the radiation balance of LHW and U_{nat} , with or without allowance for migration, take the following form:

$$A_{RE}(\tau_{01}) = M_U A_{1,U}; \quad (1)$$

$$A_{RME}(\tau_{02}) = M_U A_{1,U}, \quad (2)$$

where $A_{RE}(\tau)$, $A_{RME}(\tau)$ is a certain equivalent activity which depends on the time τ of the long-term monitored cooling and can be normalized to, e.g. power output corresponding to production of 1 t of fission products, $Ci\ t^{-1}$ of FP; M_U is the natural uranium mass consumed to produce 1 t of FP, t/t FP; $A_{1,U}$ is the activity removed from the earth together with 1 t of natural uranium, including the activity of the members of its radioactive family.

The values on the left-hand side of Eqs. (1) and (2) initially show a fairly steep decline due to the drop in FP and SM activity, which justifies the LMC procedure before the final disposal of the wastes. The right-hand side is regarded as independent of τ , since when enriched uranium is used in an open fuel cycle the natural uranium consumption is calculated for the moment of LHW production over the in-pile fuel lifetime (T_a). These are differential characteristics, as the activity is normalized to unit power output per 1 t of FP, or about 1 GWe year (~ 9 TWe h). An integral approach is another option which is espe-

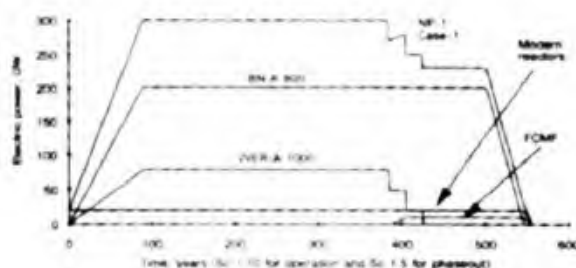


Fig. 1. NP development case 1. Stages: deployment, 90 years; operation, 2950 years; phase-out with burning of the final charges of VVER-As (without Pu + MA) and Th from FR blankets, 20 + 20 + 76 years, burning of FR final charge U in FRs and Pu + MA in FCMF reactors, 220 years.

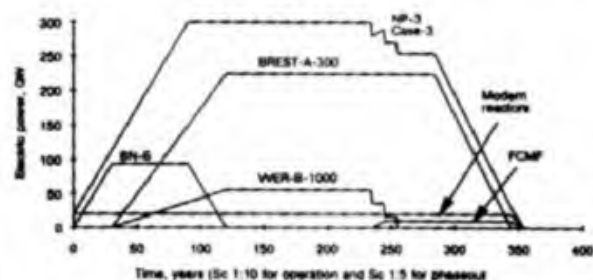


Fig. 3. NP Development case 3. Stages: deployment, 120 years; operation, 1137 years; phase-out with burning of final charges of VVER-B (without ^{233}U + MA) and Th from BREST blankets, 10 + 10 + 30 years, burning of BREST final charge U in BRESTs and Pu + MA in FCMFs, 300 years.

cially applicable in cases when natural uranium consumption takes place only during large-scale nuclear power deployment over the time T_{dpl} (Orlov et al., 1994). Specific consumption of natural uranium declines with the increase in the mass of fission products during the sector operation time (T_{NP}). The LHW storage time (τ_1) includes the time of LMC ($\tau_0 \sim 200$ years) and the average time of decay during nonmonitored cooling:

$$\tau_1 = \tau_0 + (T_{\text{dpl}} + T_{\text{NP}})/2 \quad (3)$$

With long-term nuclear power operation in a closed fuel cycle under conditions of self-supply with fissile materials, the right-hand side of Eqs. (1) and (2) shows a gradual decrease to the lower limit of 1 t of natural uranium and thorium per 1 t of FP. This is accounted for by the fact that the mass of U_{nat} produced for initial loading of reactors is a fixed quantity whereas the mass of FP

increases with NP operation. The depleted uranium employed in the self-sufficient nuclear energy sector as a makeup fuel for fast reactors, is gradually completely burnt.

Thus, the principle of radiation balance represented by Eqs. (1) and (2), with allowance made for migration in the second case, allows determining the time of striking a balance between the equivalent activity of LHW and the activity of natural uranium and thorium by finding the point of intersection of the declining left-hand side with the constant right-hand side for the cooling time τ_{01} and τ_{02} , respectively.

The time values of τ_{02} and τ_{03} are of interest in a number of cases when the ratio between the equivalent activity of LHW and the activity of natural uranium utilized is $S = 10$ or 100, respectively. Considering the radiation balance alone, $S = 1$ with the cooling time τ_{01} :

$$S(\tau_{01}) = A_{\text{KE}}(\tau_{01})/A_{\text{U}} = 1, \quad A_{\text{U}} = M_{\text{U}}A_{1,\text{U}}. \quad (4)$$

Table 1 offers an example of radiation and migration factors for some nuclides and elements.

If the NP mix includes reactors with a thorium cycle, the consumption of natural thorium (Th_{nat}) is accounted for in the right-hand side of Eqs. (1) and (2) by an additional term $M_{\text{Th}}A_{1,\text{Th}}$, where M_{Th} is Th mass, t/t of FP; and $A_{1,\text{Th}}$ is the activity of 1 t of Th_{nat} . Thorium radiation and migration factors should be used on the left-hand side for the long-lived high-level wastes produced from thorium.

Table 2
Parameters of thermal and fast reactors

Reactor	BG		BR	B, GWth year/t h.a.	M_{f} for Pu from FRs	M_{f} for Pu from TRs	M_{f} for enriched or weapon-grade U
	Pu	^{233}U					
BN-A	0	0.3	—	0.219	9.52	9.18	19
BN-B	0.3	0	—	0.219	9.52	9.18	19
BN-C	0	0	—	0.219	9.52	9.18	19
VVER-A	—	—	0.7	0.126	—	—	3.83
VVER-B	—	—	0.8	0.126	—	—	3.83
BREST-A	0.05	0.05	—	0.219	9.47	9.13	18.9

Table 3
Production and burning of fissile materials, t per GW·year of electricity output

Reactor	Burning M_f	Production M_f BR	Loss $M_f (1 + \alpha)^*$	Shortage $M_f (1 + \alpha - BR)$	Surplus production M_f , BG
BN-A,B	0.955	1.269	0.983	-0.286	0.286
BN-C	0.955	0.983	0.983	0	0
VVER-A	1.197	0.838	1.57	0.732	<0
VVER-B	1.178	0.942	1.297	0.355	<0
BREST-A	0.894	1.0083	0.92	-0.0883	0.0883

* $\alpha = \langle \sigma_d / \sigma_f \rangle$.

3. The activity of natural uranium and thorium

The activity of natural uranium, including 14 members of the radioactive family of ^{238}U , is 4.7 Ci t^{-1} when radium (^{226}Ra) and thorium (^{230}Th) are coextracted with uranium, or 1.36 Ci t^{-1} in the case without Ra and Th coextraction where only four attendant disintegrations are allowed for. Additional coextraction of protactinium (^{231}Pa)—a member of the ^{235}U family—would raise the total activity to 4.84 Ci t^{-1} of U_{nat} , which is of doubtful value since the added complexity of the technology can increase the activity removed from the earth by merely 0.14 Ci t^{-1} (3%).

Coextraction of Ra and Th with uranium is technically feasible and is being considered with the aim of reducing the long-lived activity of uranium spoils (Rodionov et al., 1992). It is possible to transmute ^{226}Ra and ^{230}Th in the neutron field of reactors at a rate of 2–3% a year (Ganev et al., 1996). The immediate result of this operation is the reduction of the activity removed from the earth by 3.34 Ci (72%—10 out of 14 disintegrations). The remaining part (1.36 Ci —four disintegrations) of the activity withdrawn from the earth can be done away with at a later stage when the whole mass of the depleted uranium left after the NP deployment is going to be burnt in reactors.

Depleted uranium, with its persisting 28% of the initial hazard presented by natural uranium, serves as a makeup fuel for fast neutron reactors (FR). It would be reasonable to assume that the depleted uranium stockpiles produced by modern

thermal reactors operating in an open fuel cycle and by deployment of nuclear power, can be put to use in the NP based on fast and thermal reactors at a later stage. Thus the activity of the accumulated LHW can be compared at each instant of time with the activity of all the natural uranium extracted (and of thorium, should it be used in NP along with uranium), normalized to 1 t of FP. As the mass of fission products builds up, the status of radiation balance (RB) and radiation balance including migration (RBM) will be revised.

The activity of 1 t of natural thorium, with regard to ten relatively short-lived disintegrations, is 1.1 Ci t^{-1} . The entire quantity of mined thorium goes into initial loading and into the makeup of reactor cores or blankets, therefore the total mass of thorium produced is accounted for in Eqs. (1) and (2). A similar situation also arises in the closed NFC when all the stockpiled depleted uranium has been consumed and natural uranium is mined and used for reactor makeup.

4. Nuclear power deployment and operation

4.1. Nuclear power cases

Management of long-lived high-level wastes is regarded in the context of three options for nuclear power deployment under conditions of self-supply with fissile materials in the following energy mix (Adamov et al., 1997a):

Case 1—reactors with improved safety, burnup and fuel reproduction of modern or advanced

Table 4

Electric power (W, GW) and mass of starting charges (M, T) at the end of the development stage

Indicator	Case 1: VVER-A, BN-A	Case 2: VVER-B, BREST-A	Case 3.1: BN-B	Case 3.2: BN-B, VVER-B, BREST-A	Case 3.3: BN-C, VVER-B, BREST-A
Deployment stage, year	0–90	0–90	0–30	30–90	90–120
W_{TR}^a	78.7	55.8	0	37.2	55.8
W_{FR}^a	201.3	224.2	0	149.5	224.2
W_{BN-B}^a	—	—	93.3	93.3	0
W_{comat}^a	20	20	20	20	20
W_{NP}^a	300	300	113.3	300	300
M_{TR}^{235U} with $^{235}U^b$	301.4	213.7	0	259 ^c	129.5 ^d
M_{res}^{235U}	428.6	516.3	730	1387 ^c	707.6 ^d
W_{FR} with ^{235}U	22.5	27.3	38.4	—	—
W_{FR} with Pu_{wsep}	11.7	11.8	11.7	—	—
W_{FR} with Pu_{energ}	5.4	5.5	5.4	—	—
W_{FR} with U_{enrich}	161.6	179.6	37.7 ^c	3	—
$M_{U_{nat}}^t$	5.88E5	6.48E5	0	1.09E4	0
$M_{U_{dep}}^t$	5.81E5	6.34E5	0	1.06E4	0
M_{Th}^t	1.02E4	9.78E3	0	6.52E3	3.26E3

^a W, power, GWe.^b ^{235}U , total of U_{wsep} and ^{235}U from U_{energ} .^c Surplus Pu from BN-B.^d Pu from final BN-B charges.

designs for the near future—fast BN-800s and thermal reactors (district heating plants, HTGR, etc.). The fuel balance is examined, using VVER-1000 as an example (Adamov et al., 1996a,b): (Fig. 1);

Case 2—improved naturally safe BREST-300s (Adamov et al., 1994) and thermal VVER-1000s (with considerable consumption of natural uranium in both cases) (Fig. 2);

Case 3—fast reactors with small consumption of natural uranium in initial loading. In this case, BN-800s are the first to be deployed, their advancement continued until they reach a stable level of 1/3 of the total nuclear power capacity. Then, deployment of the case 2 reactors (BREST-300 and VVER-1000) begins to provide the remaining 2/3 of the total capacity. This done and the capacity remaining constant, BN-800s enter their phase-out stage, with more case 2 reactors coming in to replace them in the energy mix (Fig. 3).

Figs. 1–3 depict the operation of nuclear power until the initial reserves of depleted uranium are

exhausted, and the phase-out of its facilities in case of the advent of an alternative energy technology. The remaining Pu and minor actinides from the final charges are burnt in homogeneous transmutation reactors, such as fast reactors with circulating metal fuel (FCMF) which are considered by way of an example. In case 1, FCMF reactors are also employed to burn minor actinides (MA = Np, Am, Cm) at the operation stage. In case 2, MA undergo transmutation in BREST-A reactors and all the protactinium from VVER-Bs goes to wastes. In case 3, MA are disposed of in outer space while protactinium is taken into the VVER-B cycle.

From the viewpoint of low probability of severe accidents, it is preferable to have one of the last two cases in which for a historically long period (thousands of years) nuclear power operation is based on BREST-300 reactors whose safety relies on the laws of nature, with severe accidents deterministically excluded. At the same time, naturally safe reactors have still a considerable way to go before they are finally developed and tried out. In

Table 5
Operating parameters in NP development cases

Parameter	Case 1: BN-A + VVER-A	Case 2: BREST-A + VVER-B	Case 3: BREST-A + VVER-B
W_{el} , GW	280	280	280
T_{NP} , year	2950	3790	1137
$M_{\text{U}_{\text{dep}}}$, t	8.51E5	9.14E5	2.74E5
$M_{\text{U}_{\text{rec}}}$, t	7.89E5	8.49E5	2.12E5
M_{Th} , t	1.88E5	2.77E5	8.32E4
M_{FP} , t	8.28E5	9.96E5	3.19E5
$M_{\text{U}_{\text{rec}}}/M_{\text{FP}}$	0.95	0.85	0.66
$(M_{\text{U}_{\text{rec}}} + M_{\text{Th}})/M_{\text{FP}}$	1.18	1.13	0.925

this respect the first case is preferable which employs reactors of the existing types but has their safety improved to the highest possible level. A combined option is the third case, with a large period of time (up to 30 years) allotted for improvement and testing of the naturally safe reactor which afterwards becomes the main energy source in the nuclear sector.

4.2. Parameters of the deployment stage

The main parameters of improved reactors adopted for the stage of nuclear power deployment, are presented in Table 2, where B is the average fuel burnup and M_f is the mass of fissile nuclei in the fuel cycle, t GWe⁻¹. The reactor modifications are designated as A, B, and C. The breeding indicators are the excess (breeding gain) or overall number of fissile nuclei (breeding ratio) produced in the average in one fission act.

The load in the cycle is in a way determined by the external fuel cycle time of 3 years and allows for the coefficient reflecting the relative worth of nuclides and their mixtures in the thermal or fast spectrum in reference to ²³⁵U or ²³⁹Pu.

BN-800 with a thorium blanket (BN-A) and a side uranium blanket (BN-B) is used in case 1 and at the first and second stages of case 3; the blanket-free option (BN-C) has found application at the third stage of case 3. VVER-1000 running on U-Pu fuel, with 30% makeup by ²³³U from BN-A (VVER-A), is employed in case 1, and its option with Th-U fuel and 20% makeup by ²³³U and Pu from BREST-A (VVER-B) reactors, is found in cases 2, 3.2 and 3.3. BREST-300 reactors with a top thorium blanket (BREST-A) are used in cases 2, 3.2 and 3.3. Data on production, consumption and shortage of fissile materials are given in Table 3.

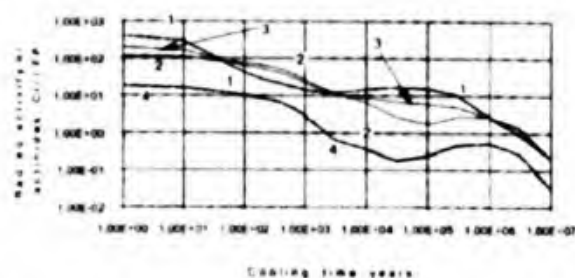


Fig. 4. Radiation-equivalent activity of actinide wastes under steady-state conditions in case 1, with 100% of Th, Pa, Bk going to wastes, extraction (0.1% in wastes) and transfer of MA (Np, Am, Cm, Cf) from VVER-A and BN-A fuel to FCMF reactors, recycling of U, Pu (0.01% in wastes) in VVER-A and BN-A: 1, VVER-A; 2, BN-A; 3, average over case 1; 4, FCMF.

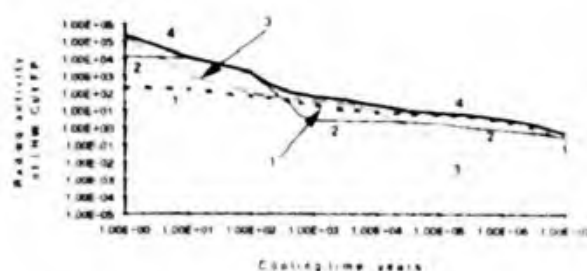


Fig. 5. Radiation-equivalent activity of LHW versus cooling time under steady-state conditions in case 1, with 100% of Th, Pa, Bk going to wastes, extraction (0.1% in wastes) and transfer of MA (Np, Am, Cm, Cf) from VVER-A and BN-A fuel to FCMF reactors, recycling of U and Pu (0.01% in wastes) in VVER-A and BN-A: 1, actinides; 2, fission products; 3, structural materials; 4, total LHW.

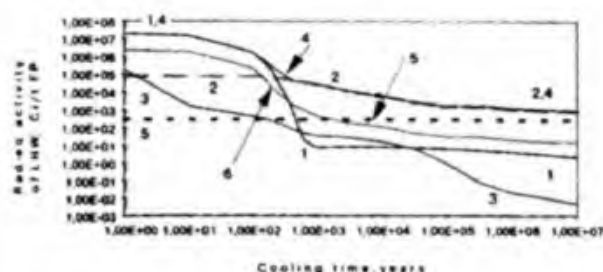


Fig. 6. Radiation-equivalent activity of LHW under steady-state conditions of modern NP with RBMK-1000 (58.4% W_{el}) and VVER-1000 (27%) in an open NFC, and VVER-440 (11.9%) and BN-600 (2.7%) in a tandem NFC: 1, fission products; 2, actinides; 3, structural materials; 4, NP average LHW; 5, activity of natural uranium in use; 6, radiation- and migration-equivalent activity of LHW.

Under conditions of self-supply with fissile materials, the ratio between the electric power of fast and thermal reactors in the nuclear energy mix is governed by the proportion of the deficient mass of fissile materials (shortage) in thermal reactors to the surplus production mass in fast reactors.

Some indicators of nuclear power development projected for the cases under consideration, can be found in Table 4. Nuclear power deployment is assumed to begin in 2010 (zero time point) and go on for 90–120 years.

The starting charges of thermal reactors are provided by part of the weapon-grade (680 t) and energy-grade uranium (50 t) reserves, and fast reactors are initially loaded with the remaining weapon- and energy-grade uranium, weapon-grade (100 t) and energy-grade plutonium (50 t), and enriched uranium. It is assumed that energy-grade uranium and plutonium will come in future from VVER-1000 fuel reprocessing. The remaining depleted uranium serves as reactor makeup fuel.

Large-scale deployment of nuclear power calls for a considerable increase in the industrial capacity for fuel reprocessing (up to 3.8–5.5 kt per year), production of natural uranium (6.5–7.2 kt per year) and thorium (150–580 t per year), fabrication of fuel assemblies, etc. The construction industry capacity is expected to provide for adding 3.1 GWe a year throughout the deployment period.

At the end of the sector operation, with U_{dep} reserves exhausted, the specific mass of U_{nat} put to use, goes down to its limiting value of ~ 1 t/t of FP or 4.7 Ci t $^{-1}$ of FP. Including thorium and with allowance made for the attainability of the ratio of ~ 15 between the migration rates of U and LHW elements, the level of the permissible equivalent LHW activity will rise to ~ 70 Ci t $^{-1}$ of FP. This becomes a target figure in minimizing the LHW activity by various operations and measures taken in the transmutational NFC.

Such measures as the use of a special transmutation reactor (FCMF) in NP development case I or outer space disposal of actinides in case 3, are not fixed to a particular development case and have been examined for the sole purpose of studying the consequences of their application. A high degree of uncertainty involved in the above methods of reducing the LHW activity makes it preferable to resort to the procedure for transmutation of minor actinides and long-lived FP (I, Tc) in fast reactors (case 2), which is currently the best developed technique—at least theoretically.

The decrease of FP waste activity, with a high degree of Sr separation for some particular uses, and the reduction of actinide wastes through various operations bring to the fore the equivalent activity of structural material wastes. This activity can be lowered by introducing structural material recycling, this measure becoming desirable for all the NP operation options (Adamov et al., 1997b,c).

NP operation time (T_{NP}) depends on the U_{dep} reserves, $M_{U_{dep}}$ (including recovered uranium), specific consumption of depleted uranium, $M_{U_{dep}}^{TR}$ (t GWe year $^{-1}$), and electric power of thermal, W_{el}^{TR} , and fast, W_{el}^{FR} , reactors: $T_{NP} = M_{U_{dep}} / (W_{el}^{TR} M_{U_{dep}}^{TR} + W_{el}^{FR} M_{U_{dep}}^{FR})$. Specific consumption of U_{dep} includes its conversion into a fissile material, direct fission, and production of actinides. The U_{dep} reserves result from the initial U_{enr} charges of fast reactors during NP deployment, production of weapon-grade U and Pu, and include recovered U from production reactors and U_{rec} from VVER-1000 fuel reprocessing available at the beginning of NP deployment. The mass of U_{dep} does not include the quantities that go into the initial loading and makeup of reactors at the deployment stage.

Table 6
Activity of natural uranium in use as a function of NP operation time (case 1)

$T_{\text{case 1, year}}$	0	500	1000	1500	2000	2500	2950
$A_{U_{\text{nat}}} \text{ Ci t}^{-1} \text{ FP}$	294	26.4	13.2	8.81	6.61	5.28	4.48

The time of operation until the U_{dep} reserves are exhausted, ranges between 1 and 4 thousand years in different NP development cases (Table 5). The U_{nat} quantities shown in Table 5 are smaller as compared to the U_{dep} mass incorporating U_{rec} since allowance is made for only the U_{nat} quantities involved in the initial loading of fast reactors during NP deployment and in the production of U_{wsep} . The U_{nat} mass related to U_{rec} is not taken into account, as it belongs to the LHW associated with U_{rec} production and is outside the scope of our examination.

5. LHW management in development case 1

A closed fuel cycle, with the main actinides—uranium and plutonium—recycled in reactor cores and thorium recycled in the side blankets of BN-A reactors, is a must for nuclear power operating in the self-supply mode. Excluding the bulk of Am, Cm, Np and, possibly, Cf or Pa from the wastes in fuel reprocessing is desirable from the viewpoint of minimizing the waste quantities and approaching the radiation balance, with al-

lowance for migration, of the resulting wastes and the uranium and thorium involved.

During deployment in case 1, the main actinides (U, Pu, Th) are cycled; minor actinides are extracted and stored to be passed on to the transmutation reactor. Wastes proper receive 0.01% of U, Pu, 0.1% of Np, Am, Cm, Cf, 100% of Th, Pa, Bk. It should be noted that californium cycling is most effective in the thermal spectrum, while the need for protactinium cycling arises when thorium is present in the initial charge.

Fast reactors with circulating metal fuel (FCMF) can be used for the specific purpose of MA transmutation. A fuel option under consideration is a melt of intermetallic compounds in aluminum, with the volume fraction of the latter amounting to 0.88–0.95 and the melting temperature making 700–900°C. Thorium, uranium and plutonium have similar constitutional diagrams (Kutaitsev, 1978), therefore analogous properties are likely to be found in the Np, Am, Cm–Al systems, given nearly pure aluminum. The intermetallic compounds are not deposited due to fast circulation of fuel which goes through the phases of melting, granulation, dispersed heat exchange

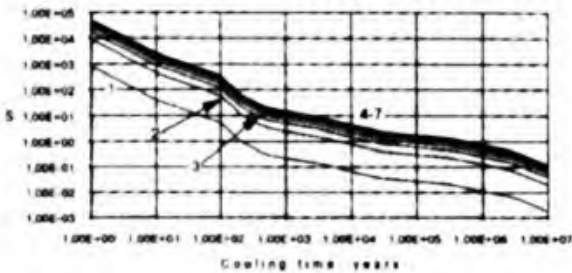


Fig. 7. Ratio between the radiation-equivalent activity of LHW and the activity of uranium and thorium under steady-state conditions in case 1, with 100% of Th, Pa, Bk going to wastes, extraction (0.1% in wastes) and transfer of MA (Np, Am, Cm, Cf) from VVER-A and BN-A fuel to FCMF reactors, recycling of U and Pu (0.01% in wastes) in VVER-A and BN-A, and with operation time in case 1, years: 1, 0; 2, 500; 3, 1000; 4, 1500; 5, 2000; 6, 2500; 7, 2950.

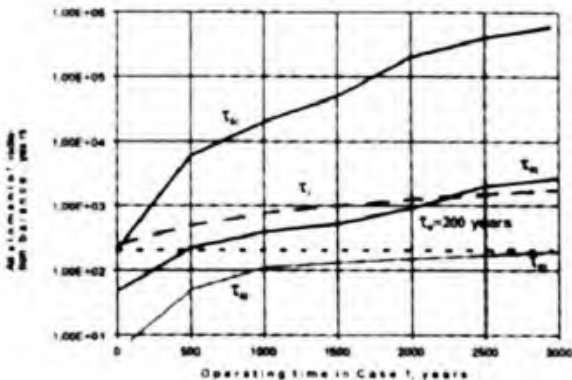


Fig. 8. Time of LHW cooling before reaching the ratio of the radiation-equivalent LHW activity to the natural uranium activity $S = 1$ with τ_{01} , $S = 10$ with τ_{02} , $S = 100$ with τ_{03} in case 1.

Из документального архива

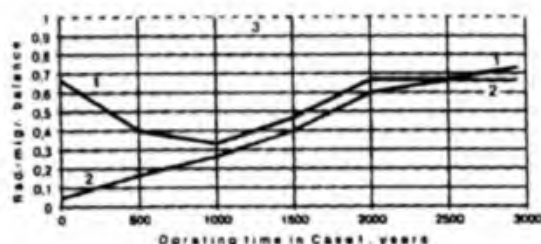


Fig. 9. Radiation balance with allowance for migration, $S = A_{RME}/A_{U+Th}$ in case 1, with the time of long-term monitored cooling of LHW, years: 1, 0; 2, 200; 3, condition for balance ($S \leq 1$).

with the secondary coolant, such as sodium, and separation from sodium in a cyclone separator found under the core. Such reactors operate under conditions of 100% burnup of makeup fuel, roughly cleaned of fission products, in the absence of a burnup reactivity margin, which makes their nuclear safety higher.

They can be looked upon as an alternative to burning Np, Am and Cm in energy-producing fast reactors and can be brought in at the NP operation stage. The best-justified option, however, is bringing transmutation reactors into service at the stage when nuclear power facilities are finally decommissioned after long operation and the need arises for burning up large quantities of plutonium (Figs. 1-3).

The equivalent activity of actinide wastes in case 1 with employment of special transmutation reactors, is shown in Fig. 4. The equivalent activity of long-lived high-level wastes and their components in case 1 is illustrated by Fig. 5. As compared with modern nuclear power (Fig. 6), the radiation-equivalent activity of actinides (curve 1) is seen to be dramatically reduced, i.e. by three orders of magnitude. The initial activity of fission products is also decreased 1000 times due to separation of Sr (0.1% in wastes) and Cs (1% in wastes) for useful purposes, with iodine and technetium found in wastes constituting 5%.

The equivalent activity of structural materials in case 1 is found at the same level of 10^5 Ci t^{-1} of FP as it is in today's nuclear power, although their activity is reduced by an order of magnitude due to recycling, with their contribution to wastes amounting to 1%. This is accounted for by the

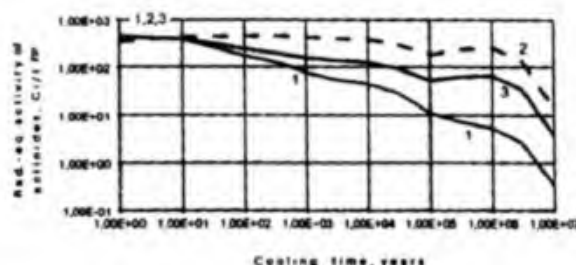


Fig. 10. Radiation-equivalent activity of actinides versus cooling time under steady-state conditions in case 2, with 100% of Pa, Bk going to wastes (and 100% of Th from BREST), extraction (0.1% in wastes) and transfer of MA (Np, Am, Cm, Cf) from VVER-B and BREST-A fuel to BREST reactors, recycling of U, Pu and Th (0.01% in wastes) in VVER-B and of U and Pu in BREST-A: 1, BREST-A; 2, VVER-B; 3, total in NP_Case 2 (BREST, 75.8% and VVER-B, 24.2% in FP production).

fact that the activity of structural materials is 10 times higher in fast reactors than in thermal reactors. Fast reactors are expected to make a great contribution to energy production in case 1, whereas their niche in the modern energy mix is insignificant.

This discussion is confined to the first stage of NP operation which will last until the depleted and recovered uranium stockpiles built up towards the end of the deployment stage or left over from the earlier period, are exhausted (Table 5). With no thorium reserves provided either in the contemporary nuclear sector or in the course of

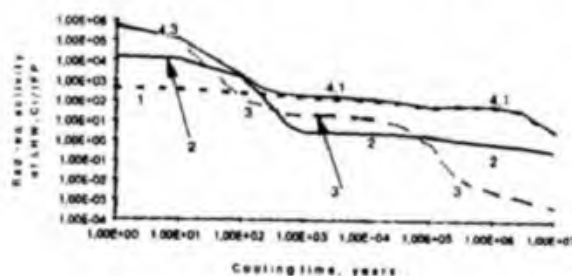


Fig. 11. Radiation-equivalent activity of LHW versus cooling time under steady-state conditions in case 2, with 100% of Pa and Bk going to wastes, extraction (0.1% in wastes) and transfer of MA (Np, Am, Cm, Cf) from VVER-B and BREST-A fuel to BREST reactors, recycling of U, Pu and Th (0.01% in wastes) in VVER-B and of U and Pu (0.01% in wastes) in BREST-A: 1, actinides; 2, fission products; 3, structural materials; 4, total LHW.

Table 7
Natural uranium and thorium activity in case 2

$T_{\text{case 2}}$, year	0	500	1000	1500	2000	2500	3000	3500	3790
$A_{\text{U+Th}} \text{ Ci t}^{-1} \text{ FP}$	339	31.3	15.6	10.5	7.93	6.41	5.4	4.66	4.33

large-scale NP deployment, thorium needs to be produced for the makeup of reactors at the stage of NP operation.

Natural uranium is not mined in the course of the sector operation in case 1, since depleted uranium serves as a makeup fuel. At the same time, the mass of fission products is building up, with the mass and activity of natural uranium in use remaining constant, and the approximation to the radiation balance has to be revised for each instant in case 1 operation (Table 6). As a result, the attainability of a radiation balance, with or without allowance for migration, diminishes (Fig. 7).

Fig. 7 offers additional information along two lines. The time when the radiation balance is reached, τ_{01} , appears as a point of intersection of the line $S=1$ with the curves $S(\tau)$ for different operation times in case 1. Obtained in the same way is the time τ_{02} when the radiation-equivalent activity of wastes is ten times in excess of the uranium activity ($S=10$) which is a close approximation to the radiation balance with allowance

for migration, and τ_{03} —the time when $S=100$ (Fig. 8).

The data of Table 5 represent an integral approach to the radiation balance assessment as the constant initial mass of natural uranium is normalized to the total energy output over the whole time of NP operation. Keeping to such an approach, the waste cooling time should be also determined in an integral approximation, i.e. besides the long-term monitored cooling for $\tau_0=200$ years, allowance should be made for the average time of non-monitored storage of wastes at the stage of deployment, $T_{\text{dpl}}/2$, and operation, $T_{\text{case 1}}/2$. With these factors accounted for, the storage time is $\tau_1 = 200 + 0.5 (T_{\text{dpl}} + T_{\text{case 1}})$ and the radiation balance including migration is sustained during practically all the time of NP operation in case 1 (up to 2250 years), if the average migration factor is $K_{\text{mig}} = 10$ and considering the intersection of τ_1 with τ_{02} .

Given a more realistic migration factor $K_{\text{mig}} = 15$, calculations for case 1 (Fig. 9) show freedom from radiation imbalance throughout the operation stage. Worthy of note is the considerable

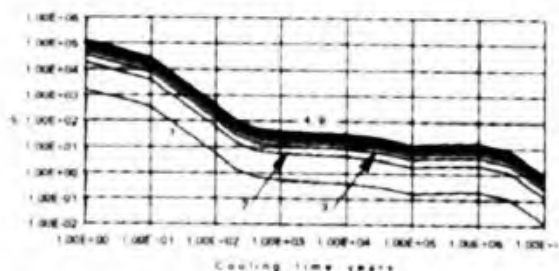


Fig. 12. Ratio between the radiation-equivalent activity of LHW and the activity of uranium and thorium under steady-state conditions in case 2, with 100% of Pa going to wastes, extraction (0.1% in wastes) and recycling of MA (Np, Am, Cm, Cf) from VVER-B and BREST-A fuel to BREST-A reactors, recycling of U, Pu and Th (0.01% in wastes) in VVER-B, recycling of U and Pu (0.01% in wastes) in BREST-A, and with operation time in case 2, years: 1, 0; 2, 500; 3, 1000; 4, 1500; 5, 2000; 6, 2500; 7, 3000; 8, 3500; 9, 3790.

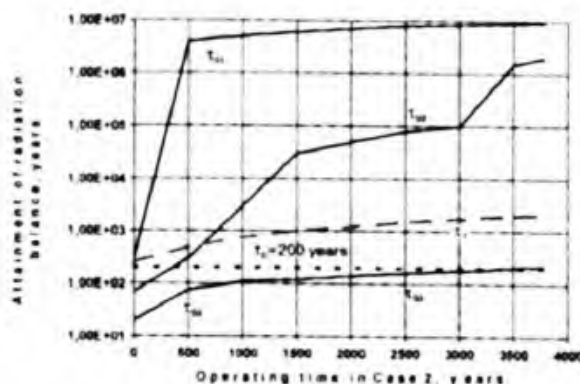


Fig. 13. Time of LHW cooling before reaching the ratio of the radiation-equivalent LHW activity to the natural uranium activity $S=1$ with τ_{01} , $S=10$ with τ_{02} , $S=100$ with τ_{03} in case 2.

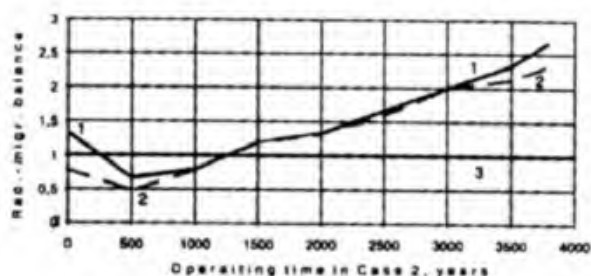


Fig. 14. Radiation balance with allowance for migration, $S = A_{RME}/A_{U+Th}$ in case 2, with $K_{mig} = 15$ and with the time of long-term monitored cooling of LHW, years: 1, 0; 2, 200; 3, condition for balance ($S \leq 1$).

contribution to the above made by the use of the transmutation reactor FCMF and by the absence of thorium in the reactor cores in case 1.

On the other hand, a differential approach with regard to the monitored cooling time $\tau_0 = 200$ years alone, has a much worse outcome—the radiation balance, including migration, in case 1 is maintained for only 500 years (Fig. 8).

The results depicted in Fig. 9 demonstrate a decline in the importance of long-term monitored cooling with application of the integral approach (see curve 1 where monitored cooling for 200 years is absent). Thus, a radiation balance, including migration, can be attained in case 1 even without long-term monitored cooling. Such a procedure is really justified at the early stages of nuclear power development.

6. LHW management in case 2

The second option for nuclear power development relies on naturally safe fast reactors BREST-A completed with a top thorium blanket and on thermal reactors VVER-B using ^{233}U and Pu from the fast reactors as a makeup fuel and operating in a thorium fuel cycle. The radiation-equivalent activity of actinide wastes from these reactors changing with time, is shown in Fig. 10.

Minor actinides, both in-born and coming from VVER-B reactors, undergo transmutation in BREST-A reactors. The fact that the VVER-B actinide wastes show no decline in activity is associated with disposal of 100% of protactinium,

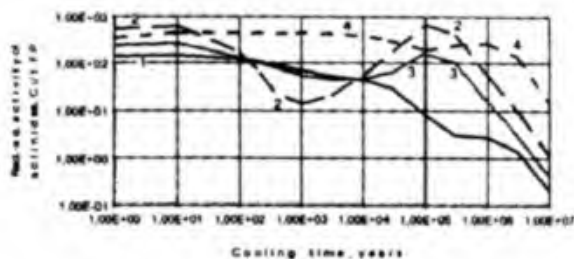


Fig. 15. Radiation-equivalent activity of actinide wastes versus cooling time under steady-state conditions in case 3, with 100% of Bk and Cf going to wastes (and 100% of Pa and Th from BREST), extraction (0.1% in wastes) and disposal of MA (Np, Am, Cm) from VVER-B and BREST-A fuel to outer space, recycling of U, Pu and Th (0.01% in wastes) and Pa (0.1% in wastes) in VVER-B and of U and Pu (0.01% in wastes) in BREST-A: 1, BREST-A; 2, VVER-B; 3, total in NP case 3 (BREST, 75.8% and VVER-B, 24.2% in FP production); 4, VVER-B from case 2 without Pa recycling.

this element accounting for 50% of the waste activity early in the decay process, and with subsequent decay of ^{233}U and ^{234}U .

Fig. 11 shows three LHW activity components averaged over the reactor contribution to the formation of fission products.

The long-term activity of LHW is accounted for by the actinide component (curve 1). Initially, FP and SM are seen to be dominant. Table 7 shows the activity of thorium and natural uranium, normalized to 1 t of FP, with the initial mass of the latter amounting to $8.49\text{E}5$ t and providing the bulk of the depleted uranium quan-

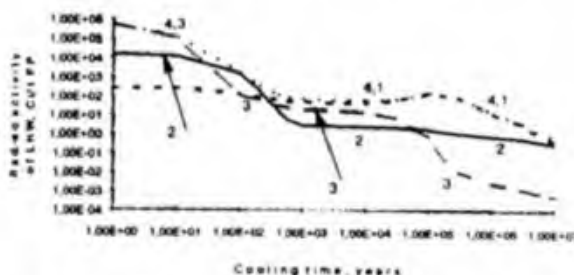


Fig. 16. Radiation-equivalent activity of LHW versus cooling time under steady-state conditions in case 3, with 100% of Bk and Cf going to wastes, extraction (0.1% in wastes) and disposal of MA (Np, Am, Cm) from VVER-B and BREST-A fuel to outer space, recycling of U, Pu and Th (0.01% in wastes) and Pa (0.1% in wastes) in VVER-B and of U and Pu (0.01% in wastes) in BREST-A: 1, actinides; 2, fission products; 3, structural materials; 4, total LHW.

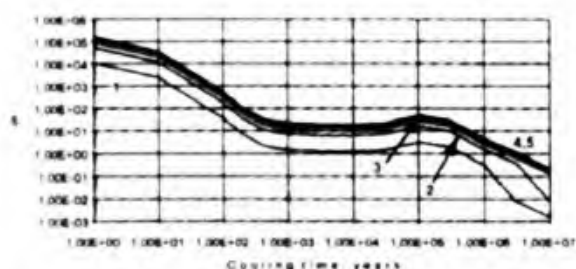


Fig. 17. Ratio between the radiation-equivalent activity of LHW and the activity of uranium and thorium under steady-state conditions in case 3, with Pa recycling in VVER-B (0.1% in wastes), extraction (0.1% in wastes) and disposal of MA (Np, Am, Cm, Cf) from VVER-B and BREST-A fuel to outer space, recycling of U, Pu and Th (0.01% in wastes) in VVER-B, recycling of U and Pu (0.01% in wastes) in BREST-A, with operation time in case 3, years: 1, 0; 2, 300; 3, 600; 4, 900; 5, 1137.

tity that ensures long operation (3790 years) of nuclear power in case 2.

The radiation balance condition is reassessed at each stage of operation in case 2. The relative activity of LHW is described by curves of increasing magnitude (Fig. 12) which is associated with the decrease of uranium activity.

Due to the thorium cycle, the LHW activity shows a slower decline in Fig. 12, as compared to case 1 with the uranium NFC (Figs. 5 and 7). In this connection, the time of attaining the RB or RBM, increases (Fig. 13).

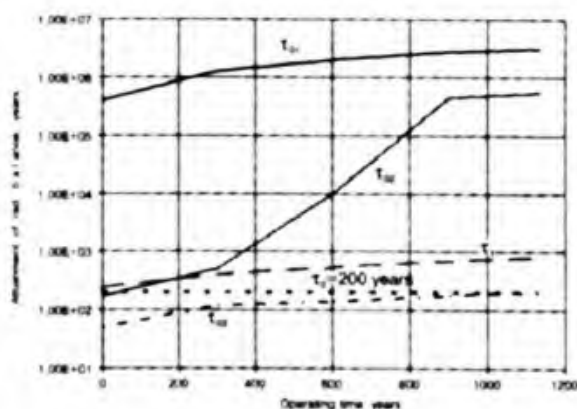


Fig. 18. Time of LHW cooling before reaching the ratio of the radiation-equivalent LHW activity to the natural uranium activity $S = 1$ with τ_{01} , $S = 10$ with τ_{02} , $S = 100$ with τ_{03} in case 3.

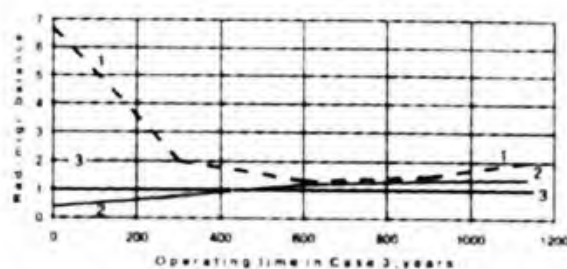


Fig. 19. Radiation balance with allowance for migration, $S = A_{RME}/A_{U+Th}$ in case 3, with $K_{mig} = 15$ and with the time of long-term monitored cooling of LHW τ_0 , years: 1, 0; 2, 200; 3, condition for balance ($S \leq 1$).

Fig. 13 reveals a perceptible reduction in the sector operation time to 600 years in case 2, as compared to case 1, with maintenance of the radiation balance (including migration), given $K_{mig} = 10$ (see intersection of lines τ_1 and τ_{02}). Although τ_{02} has a steep increase at a later point, after $T_{case 2} = 600$ years, the activity imbalance is small, as evidenced by Fig. 14. Here we see the 'effect of parallel lines' whose intersection point lies at infinity, small as the distance between them may be. In our case, we have one horizontal line $S = 15$ ($K_{mig} = 15$ being more plausible than $K_{mig} = 10$) versus gently declining curves $S(\tau)$ in Fig. 12. Determination of the distance between them, indicative of the existing balance or imbalance, is illustrated in Fig. 14.

Apparently, given a more realistic value of $K_{mig} = 15$ instead of $K_{mig} = 10$ and considering the time of nonmonitored storage (curve 2, Fig. 14), the RBM is sustained for 1200 years in case 2, the subsequent loss of balance between the equivalent activity of LHW and the activity of stock material, is small and will not exceed 2.5. Roughly the

Table 8
Stock activity in case 3

$T_{case 3}$, year	M_{FP} , t	$A_{U_{mat}}$, Ci t ⁻¹ FP	A_{U+Th} , Ci t ⁻¹ FP
0	1.97E4	50.6	51.4
300	9.86E4	10.1	10.51
600	1.77E5	5.64	6
900	2.56E5	3.89	4.24
1140	3.19E5	3.13	3.47

same result is obtained if the 200-year monitored cooling (Curve 1 in Fig. 14) is excluded in the integral approximation. The balance degradation early in the sector operation is accounted for by the still short duration of the nonmonitored storage.

With a differential approach (see curve τ_{03} and line $\tau_0 = 200$ years), the ratio between the radiation-equivalent activity of LHW and the activity of the stock utilized does not exceed 100 throughout the sector operation in case 2. Taking $K_{\text{mig}} = 15$, the imbalance will come to 6–7, which is much greater than is the case with the more correct integral approach where the maximum imbalance is equal to 2.5.

A possible way of reducing the loss of balance is to introduce protactinium recycling and to give up MA recycling in BREST-A.

7. LHW management in case 3

At the operation stage, this option has the same energy mix as in case 2, involving VVER-B reactors, but with ^{231}Pa recycling therein, and BREST-A reactors, except that instead of recycling of MA from both types of reactors these actinides are disposed of in the outer space. Such disposal of wastes is better than use of transmutation reactors in case 1, since these reactors contribute to the total LHW of case 1, whereas removal into outer space allows getting rid of all minor actinide wastes in case 2, with nothing added somewhere along the way. In both cases, the absence of MA recycling in a fast reactor detracts from the activity of its fuel.

Case 3 will be illustrated by graphic representation of the equivalent activity of actinides from individual reactors (Fig. 15) and averaged LHW activity in case 3 (Fig. 16), by plots of $S(\tau)$ (Fig. 17), time of reaching $S = 1, 10$ and 100 (Fig. 18), and imbalance (Fig. 19).

Introduction of protactinium recycling has a double effect: it results in a decrease of activity of VVER-B actinide wastes over a large time span, but also in a subsequent rise of activity to a higher level than without recycling (curves 2 and 4 in Fig. 15). The ensuing results are also affected

(Figs. 16 and 17). The main difference of case 3 from case 2 lies in the small consumption of natural uranium at the deployment stage (the total quantity including weapon-grade uranium amounting to $2.12\text{E}5$ t) which results in a relatively short operation stage of case 3 and in low activity of the starting materials (Table 8).

Despite the slower decline of $S(\tau)$, as compared with case 1 (Figs. 7 and 17), and short time of operation with sustained radiation (plus migration) balance—200 years with $K_{\text{mig}} = 10$ (Fig. 18) and 400 years with $K_{\text{mig}} = 15$ (Fig. 19), the imbalance is not great and, judging from Fig. 19, does not exceed the value of 1.5. After 600 years of operation in case 3, it is possible to dispense with long-term monitored cooling (LMC) and the imbalance will not exceed 2 (curve 1, Fig. 19). In a differential approximation with the LMC time equal to 200 years, the estimated imbalance is the same as in case 2, i.e. about 6–7 (Fig. 18). Therefore, by far more preferable is interpretation of results using integral approximation, with allowance made for the time of nonmonitored waste storage.

8. LHW management in projected nuclear power

The main operations in the transmutational NFC proposed for the future nuclear energy sector include recycling of main actinides in each of the reactors, recycling of minor actinides in some fast reactor within the energy mix (or their disposal into outer space), extraction of strontium and cesium for utilization and of iodine and technetium for transmutation, recycling of structural materials and—in the early period of operation—long-term monitored cooling of long-lived high-level wastes.

These and other issues were more or less thoroughly covered in reports and publications (Adamov et al., 1996a,b, 1994, 1993; Viala et al., 1994). Thus, paper (Adamov et al., 1997c) points to the possibility of increasing the neptunium, uranium and californium content in the wastes of the fast reactor BREST, while the content of americium, curium and, particularly, plutonium should be fairly small.

Transmutation of iodine and technetium can be quite effectively achieved in the fuel or reflectors of fast reactors.

Coextraction of radium and thorium together with uranium and their subsequent transmutation in fast reactors are feasible and highly desirable operations of the transmutational fuel cycle in so far as they permit increasing the activity removed from the earth and extending the operation periods of the future nuclear power with sustained radiation balance, or reducing the magnitude of imbalance at other stages.

9. Conclusion

A number of issues outlined in this paper call for further studies. These are: recycling of protactinium; recycling of structural materials; the contribution of migration factors and their assessment; reduction of the NP phase-out period by dumping some fuel materials without burning them; calculations of the radiation balance on completion of phase-out (with allowance for disposal of all structural materials as wastes).

The main positive outcome of this work is the demonstration of the feasibility to sustain the radiation balance, including migration, between the equivalent activity of long-lived high-level wastes and the activity of natural uranium and thorium over considerable periods of operation projected for the nuclear energy sector. An integral assessment has shown a minor imbalance of the above activities at the other stages of the sector existence under conditions of minimal consumption of the stock materials.

References

- Adamov, E.O., Ganey, I.Kh., Lopatkin, A.V., Muratov, V.G., Orlov, V.V. 1996. The degree of approximation to radiation equivalence in the nuclear fuel cycle of Russian nuclear power. AE, December, RDIPE Report No. 050-396-4793.
- Adamov, E., Tsikunov, V., Filin, A. et al., 1994. Liquid lead cooled fast reactor concept. Proc. of Intern. Top. Meeting, ARS'94, vol. 1, Pittsburgh, USA, pp. 502.
- Adamov, E.O., Ganey, I.Kh., Orlov, V.V., 1993. Attainment of radiation equivalency in nuclear power radioactive product management. Nucl. Technol 104 (2), 233–241.
- Adamov, E.O., Ganey, I.Kh., Lopatkin, A.V. et al., 1996. The role of operations in the transmutational NFC in attaining radiation equivalence in the nuclear power of Russia. December, Atomnaya Energiya, Vol. 81, N6.
- Adamov, E.O., Ganey, I.Kh., Lopatkin, A.V., Muratov, V.G., Orlov, V.V., 1997. Options for large-scale development of nuclear power in Russia, involving a transmutational nuclear fuel cycle and attainment of radiation equivalence. Atomnaya Energiya V. 82, N1.
- Adamov, E.O., Ganey, I.Kh., Lopatkin, A.V., Muratov, V.G., Orlov, V.V., 1997. Management of long-lived and high-level radwastes during the operation period of large-scale nuclear power in Russia up to depletion of uranium resources. Atomnaya Energiya, V. 82, N3.
- Adamov, E.O., Ganey, I.Kh., Lopatkin, A.V., Muratov, V.G., Orlov, V.V., 1997. LHW management in phasing out large-scale nuclear power in Russia. Atomnaya Energiya, in press.
- Brookens, D.G., 1984. Geochemical Aspects of Radioactive Waste Disposal, Springer-Verlag, Berlin, Heidelberg, Tokyo, pp. 347.
- Ganey, I.Kh., Lopatkin, A.V., Muratov, V.G., 1996. Neutronic calculations for reactors in a large-scale nuclear energy mix in Russia. Final report on the radiation balance problem. RDIPE Report, December.
- ICRP Publication 60, 1992. Annals of the ICRP 21 (1–3). Annual Limits on Intake, ALI (Bk) for Workers.
- Kovachuk, V.A., Poluektova, G.B., Shulga, N.A., 1992. Concepts for transmutation of long-lived radionuclides in high-level wastes. Japan, USA. Overview. M., CNIIatominform.
- Kutaitsev, V.I., 1978. Thorium, uranium and plutonium alloys. M.: Gosatomizdat.
- Orlov, V.V., Ganey, I.Kh., Naumov, V.V., 1994. Fuel cycle for large-scale nuclear power in Russia based on naturally safe fast lead-cooled reactors and thermal reactors. P. 1. HLW management at the NP deployment stage. RDIPE Report No. 050-236-4546.
- Radiation Safety Code NRB-76/87. M., Energoatomizdat, 1988.
- Rodionov, V.V. et al., 1992. VNIHT, Presentation.
- Saeki, R., Kuramochi, N., 1994. Long-Term Program for Research, Development and Utilization of Nuclear Energy and Partitioning and Transmutation Technology in Japan. Ibid.
- Viala, M., Salvatores, M., 1994. An overview of the SPIN Programme. Proceedings of the 3rd International Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Cadarache, France, 12–14 December.

Обобщение работ применительно к трансмутационному топливному циклу и радиационно-эквивалентному обращению с ядерными материалами предпринято в монографии 1999 г., где по результатам выполненных к этому времени расчётных исследований наиболее последовательно собраны обоснования предлагаемой концепции.

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

**Трансмутационный
топливный цикл в
крупномасштабной
ядерной энергетике
России**

Понимая, что для большинства интересующихся этой проблемой изложенная в монографии информация является слишком специфичной, позднее мы попытались пробиться к пониманию основных положений концепции в более популярном издании.

Е.О.Адамов
И.Х.Ганев

ЭКОЛОГИЧЕСКИ БЕЗУПРЕЧНАЯ ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА



Глава 8. Формирование Стратегии развития ЯЭ и предложений к Инициативе Президента РФ Путина В.В. на Саммите тысячелетия

Результаты работ, кратко представленных в гл. 3-7, послужили основанием первоначально для участия, а затем и для руководства формированием Стратегии развития ЯЭ России в первой половине XXI века.

Министерство Российской Федерации
по атомной энергии

СТРАТЕГИЯ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ в первой половине XXI века

Основные положения

*Одобрена Правительством РФ 25.05.2000 г.,
протокол № 17*

Москва•2000

Первым приближением к оценке общего состояния и перспектив ядерной энергетики в РФ явился мой доклад на Всемирном энергетическом конгрессе в Мадриде. Организаторы конференции запросили только что назначенного тогда Министром атомной энергии В. Михайлова выступить с докладом от имени РФ. Сославшись на то, что не является специалистом по ядерной энергетике, Михайлов поручил этот доклад мне.

Special Session
«Nuclear Power in E.Europe and NIS
- an International Challenge?»

22 сентября 1992г.

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА В РОССИИ - СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ

В.Н.Михайлов
*Министр атомной
энергии России,
профессор*

Е.О.Адамов
*Генеральный
конструктор,
профессор*



**World Energy Council
XV Congress, Madrid**

Через 3 года я буду выступать на следующем Всемирном энергетическом конгрессе уже с докладом, совместным не только с руководителем Минатома, но и главой РАО ЕЭС Дьяковым, а также директором Курчатовского института Велиховым.



World Energy Council
CONSEIL MONDIAL DE L'ÉNERGIE

16th
CONGRESS
TOKYO
'95



16th WEC Congress

16ème Congrès du CME

TOKYO · 8-13 October 1995

**WORK GROUP
SESSION 2**

**ENERGY TRANSITION IN CENTRAL AND EASTERN
EUROPE**

No. 2.3

**NEW CONCEPT OF NUCLEAR INVOLVEMENT IN OVERCOMING
WORLD ENERGY PROBLEMS**

**NOUVEAU CONCEPT D'IMPLICATION NUCLÉAIRE POUR RÉSOUDRE LES
PROBLÈMES MONDIAUX D'ÉNERGIE**

MIKHAILOV V.N.,
Minister of Atomic Energy, Russian Federation

DYAKOV A.F.,
President, Unified Power System of Russia, Russian Federation

VELIKHOV E.,
President, Kurchatov Institute, Russian Federation

ADAMOV E.O.,
Director, Institute of Power Engineering, Russian Federation

В 1998 г. будет утверждена достаточно проходная программа развития ЯЭ на 1998-2005 г. и перспективу до 2010 г. Целью её авторов было смещение ранее принятых сроков сооружения новых блоков: ни одного такого блока за период с 1993 г. не появилось. В то же время перспектива, чуть более 10 лет, и в годы активного развития энергетики явно недостаточна – минимальный срок сооружения в СССР блока составлял около 7 лет. А в период стагнации это и вовсе не перспектива.

Поэтому важно было дать обоснование необходимости (а и она подвергалась сомнению), целесообразности и возможности развития ядерной энергетики как первоочередного способа обновления и наращивания генерирующих мощностей, а также как замену органики. В том числе и для её экспорта в период острых бюджетных потребностей, пока не откроются возможности для экспорта не сырья, а электроэнергии. Научно-техническая база Стратегии была обобщена в монографии под названием «Белая книга ядерной энергетики».



Министерство Российской Федерации
по атомной энергии

БЕЛАЯ КНИГА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Под ред. проф. Е.О. Адамова

Москва
2001

Считаю своим долгом привести полный состав её авторов.

Научно-техническое издание

Белая книга ядерной энергетики

Кол. авт. под ред. проф. Е.О. Адамова

Издание подготовлено в Министерстве Российской Федерации по атомной энергии

Книга состоит из двадцати одной главы:

Адамов Евгений Олегович — введение, заключение, гл. 20, 21;

Большов Леонид Александрович — гл. 5-7, 9;

Ганев Игорь Христович — гл. 13;

Зродников Анатолий Васильевич — гл. 16;

Кузнецов Алексей Кириллович — гл. 11;

Лопаткин Александр Викторович — гл. 14;

Мастепанов Алексей Михайлович — гл. 1, 3, 17, 18;

Орлов Виктор Владимирович — гл. 11-13, 15;

Рачков Валерий Иванович — гл. 1-3, 5-8, 10, 17-20;

Смирнов Валерий Сергеевич — гл. 12, 15;

Солонин Михаил Иванович — гл. 2, 8;

Ужанова Валентина Васильевна — гл. 11;

Черноплеков Николай Алексеевич — гл. 20;

Шаталов Геллий Евгеньевич — гл. 4.

Ответственный редактор *А.В. Джалавян*

Редакционная подготовка *Т.Н. Астахова, И.В. Блинова, Э.В. Борисова, Е.М. Филатова*

Издательская подготовка *Т.В. Жиганшина, А.Ю. Корженкова, А.А. Куликов*

Художник *М.П. Филиппова*

Лицензия ЛР № 020480 от 28 апреля 1998 г.

Подписано в печать 20.12.2001 Формат 60×90 1/16

Бумага офсетная Уч.-изд. л. Тираж 1000 экз. Заказ №369

Отпечатано ЗАО "Универсум Пабблишинг"

Обратите внимание на главу 20 этой книги в той её части, где речь идёт о возможностях использования высокотемпературной сверхпроводимости для создания магистральных линий электропередач.

По-видимому, наиболее важным с точки зрения проблем развития ядерной энергетики и рационального размещения АЭС является новое качество, открываемое использованием ВТСП-кабельных ЛЭП на постоянном токе. Они дают возможность передавать большие потоки энергии в 10 ГВт и более на расстояние в тысячи километров эффективнее, в первую очередь с точки зрения экономики и экологии, чем воздушные ЛЭП сверхвысокого напряжения. Вот как на сегодня, по оценкам АО ВНИИ КП, выглядит структура цены 1 км ВТСП-кабеля: *2 1299.*

Год	Стоимость, млн долл.		
	Токоведущая часть	Крмостатизирующая часть	Кабель в целом
1999	3,5 (95% ВТСП)	0,2	3,7
2005	0,3 (80% ВТСП)	0,15	0,45

Для сопоставительного анализа может быть взята стоимость 1 км ЛЭП постоянного тока на мощность 6 ГВт и напряжение ± 750 кВ, которая составляет ~800 тыс. долл. США (оценка ГНЦ РФ-ФЭИ), что превосходит стоимость 1 км ВТСП-кабельной линии (по оценкам АО "ВНИИ КП") на такую же передаваемую мощность.

При этом необходимо учитывать, что потери при передаче энергии в ВТСП-кабеле постоянного тока меньше потерь воздушной ЛЭП, которые даже при напряжениях 750 кВ и мощности 5 ГВ.А для ЛЭП длиной 4000 км составляют более 10%. Рассматриваемый ВТСП-кабель может передавать значительно большие мощности и при более низких напряжениях, поскольку потери в нем практически не зависят от напряжения и передаваемой мощности и составляют 10-20 кВт/км, что определяется мощностью, необходимой для компенсации теплопритока в зону азотных температур.

Таким образом, после проведения работ по совершенствованию как самого ВТСП-материала на основе соединения $\text{Bi}_2\text{Sr}_2\text{Ca}_2\text{Cu}_3\text{O}_{10}$, так и технологии его изготовления, а также после отработки детальных конструкций ВТСП-кабелей промышленных параметров, на что потребуется 3-5 лет, можно приступить к сооружению первых ВТСП-ЛЭП как малых, так и больших протяженностей и передаваемых мощностей.

Совокупность новых возможностей, открываемых развивающейся сверхпроводниковой технологией, позволяет не только по иному подойти к проблеме транспортировки и распределения электроэнергии, но и в целом изменить весь электротехнический облик электростанции, существенно повысив ее экономическую и экологическую приемлемость для общества.

20.4. Выводы

- Необходима разработка новой энергетической политики России, в которой ядерная энергетика должна играть ведущую роль.
- Основные задачи ядерной энергетики до 2020 г. - модернизация и продление назначенного срока службы ядерных энергоблоков до 40-50 лет, воспроизводство выходящих и строительство новых АЭС с целью интенсивного замещения сжигания газа и мазута в электроэнергетике, увеличение доли ядерной энергетики в производстве электроэнергии в России до 25 % от общей выработки.
- Из "газовой ловушки", в которую попала электроэнергетика, для европейской части России есть только один "ядерный выход". Предлагаемые варианты угольного ренессанса, в силу большой инерционности энерготехнологических перестроек,

Как оптоволоконный кабель стремительно изменил реалии систем связи, особенно дальней, так и ВТСП способен радикально поменять энергетическую картину мира. Убрать нагрузку с транспорта энергоносителей. Позволить размещение АЭС вместе с предприятиями замкнутого топливного цикла в малообитаемых регионах (вспомните предложения Доллежала, опубликованные в журнале «Коммунист» еще в 1979 г.). Высвободить дорогостоящую землю густонаселенных территорий от линий ЛЭП.

Многие годы я отстаиваю необходимость постепенного перехода от экспорта сырья (нефти и газа в первую очередь) к экспорту электричества, составляющего незначительную долю в масштабах его отечественного производства. В советские годы цена на электроэнергию сознательно занижалась для поддержки промышленности и сельского хозяйства. Экспортировать электроэнергию в этих условиях означало дотировать зарубежные экономики (что, впрочем, сейчас происходит и при экспорте энергетического сырья). Да и развивавшемуся советскому хозяйству постоянно электроэнергии не хватало. В 1990-е годы, из-за рухнувшей экономики, в России оказались огромные неиспользуемые генерирующие мощности. Однако энергетическим экспортом не озаботились. Понятно, что я отношусь не просто к энтузиастам экспорта вообще, а считаю основой такого экспорта ядерную энергетику. Которая может использовать в том числе и ресурсный потенциал оружейных урана и плутония при реальном, а не декоративном, разоружении.

Развитие экспортноориентированной энергетики с использованием энергетического потенциала ядерного оружейного топлива

Д-р техн. наук Е. О. АДАМОВ, канд. техн. наук С. В. БРЮНИН, д-р техн. наук В. В. ОРЛОВ (НИКИЭТ)

В 1992 г. вклад АЭС в производство электроэнергии в России составлял 12,1 %, что примерно в 1,4 раза меньше среднемирового показателя и в 2,8 раза меньше среднего в странах ЕЭС. Потребление вырабатываемой АЭС электроэнергии на душу населения в нашей стране в 2,9 раза меньше, чем в среднем в странах ЕЭС. В то же время роль АЭС в энергоснабжении отдельных промышленных и плотнонаселенных регионов значительна. Так, доля производства электроэнергии на АЭС в энергообъединении Центра — свыше 20 %, Северо-Запада — около 50 %.

На развитие ядерной энергетики в России влияют противоречивые факторы. С одной стороны — наличие квалифицированных кадров, развитая строительная, машиностроительная и топливная базы, значительные объемы ядерных топливных ресурсов, в том числе урана и плутония, высвобождающихся в связи с сокращением ядерных вооружений, а также заинтересованность страны в развитии ядерной энергетики в будущем, а значит — в сохранении научно-технического и промышленного потенциала.

С другой стороны — высокий уровень производства электроэнергии на душу населения при низком уровне жизни, в связи с чем на первый план выдвигаются задачи эффективной экономики, в том числе задачи экономии топлива и энергии, что должно ограничить в ближайшем будущем темпы развития энергетики, включая ядерную.

В этих условиях значительные перспективы может иметь ядерная энергетика, ориентированная на экспорт столь высококачественного продукта, как электроэнергия, и использующая большой энергетический потенциал высвобождающегося оружейного урана и плутония. В обоснование этого утверждения могут быть приведены перечисленные ниже доводы.

1. Россия (в известный период СССР) была и значительное время будет оставаться ресурсодобывающей страной, экспортирующей энергоно-

сущее другого — природного газа, экспорт которого, кроме того, должен будет сокращаться исходя из внутренних потребностей в нем. Экспорт угля, как и в настоящее время, будет ограничен в связи с транспортными проблемами и наличием больших запасов его в других странах.

3. Трудно рассчитывать, что в рассматриваемый период Россия утвердится на мировом рынке в качестве крупного и конкурентоспособного экспортера промышленной и сельскохозяйственной продукции, а без этого ничем не восполненное снижение экспорта энергоносителей принесет значительный ущерб ее экономике.

4. Этого положения можно избежать, если уже в период 2000—2010 гг. предусмотреть возможность перехода от экспорта энергоносителей к широкомасштабному экспорту электроэнергии, вырабатываемой на АЭС, использующих наряду с обычным топливом оружейный уран и плутоний.

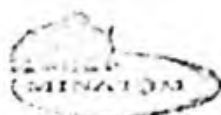
При оценке роли оружейного урана и плутония в решении названной проблемы надо учитывать следующее. К рассматриваемому периоду имеющиеся в России производства по обогащению добываемого ядерного топлива (их производительность 9—10 млн. ЕРР/год) в значительной мере будут амортизированы. Благодаря наличию запасов оружейного сырья и его использованию на АЭС требующие больших капитальных затрат реновация и развитие обогащательных производств могут быть перенесены на более поздние сроки, а часть средств, которые были бы направлены на эти цели, может быть вложена в строительство экспортноориентированных АЭС.

Рассмотрим более подробно указанную проблему.

Некоторые данные об экспорте энергоносителей и электроэнергии из России

В конце 80-х годов бывший СССР экспортировал электроэнергию в Болгарию, Венгрию, Ру-

BNES CONFERENCE ON THERMAL REACTOR SAFETY ASSESMENT

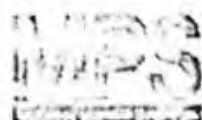


Ministry of Russian Federation
for Atomic Energy

**RESTRUCTURING OF POWER PRODUCTION
AND DEVELOPMENT
OF THE EXPORT POTENTIAL IN RUSSIA
WITH THE USE OF WEAPON-GRADE
URANIUM AND PLUTONIUM**

**INTERNATIONAL CONFERENCE
FUEL FOR POWER GENERATION IN EASTERN EUROPE AND THE CIS**

13 MAY 1993



Статьи эти я комментирую еще и потому, что они входят в число публикаций начала 1990-х годов, в которых мы выдвигали идею «энергопулов». Международных центров сосредоточения чувствительных с точки зрения нераспространения технологий (разделения изотопов, радиохимии) и хранилищ ядерных материалов, выделенных из юрисдикции государств, предоставивших площадки для их размещения. По аналогии с ЦЕРНом.

Одобренная в 2000 г. Правительством Стратегия предусматривала и шаги по замещению газа в балансе внутреннего потребления. Высвобождая его на первых порах для экспорта, что в условиях существовавшей тогда, да и сохраняющейся до настоящего времени, огромной разницы в ценах давало соответствующий прирост экспортной выручки.

Значительный вклад в обоснование Стратегии развития ЯЭ РФ принадлежит сотрудникам НИКИЭТ. В обобщенном виде он представлен в юбилейном номере журнала «Атомная энергия», посвященном 55-летию преобразования Гидросектора НИИхиммаша, в рамках которого Доллежалъ создавал первые объекты реакторной техники СССР, в НИИ-8.

УДК 621.039

ВКЛАД НИКИЭТа В ФОРМИРОВАНИЕ СТРАТЕГИИ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ

*Адамов Е.О., Габараев Б.А., Ганев И.Х., Джалавян А.В., Лопаткин А.В.,
Муравьев Е.В., Орлов В.В. (НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала)*

Энергетическая составляющая ядерной техники начала свое развитие вне рамок планов энергетического строительства в СССР. Первая в мире АЭС обязана своим рождением политической задаче соревнования с Западом за первенство в избранных для этой цели проектах. Она не открывала ни технологической линии энергетического строительства, не явилась этапом реализации какой бы то ни было государственной программы. От следующего шага – ввода в

эксплуатацию в 1964 г. первых энергоблоков Ново-Воронежской и Белоярской АЭС ее отделяли 10 лет. И первый отечественный реактор двойного назначения ЭИ-2 был построен в рамках оборонной программы, а его энергетическая составляющая была не более чем параллельной задачей. Оба реактора сконструированы в НИКИЭТе под руководством Н.А. Доллежала. Усилия И.В. Курчатова, по инициативе которого решением Совмина СССР первая энергетическая программа была

принята еще в 1956 г., оказались тщетными, и уже в 1959 г. все проекты были свернуты.

Только в 1966 г. страна вернулась к планированию в ядерной энергетике, принимая одну программу за другой, никогда в полном объеме не выполнив ни одну из них. Однако в контексте настоящей статьи следует отметить, что все программы строились на основе анализа энергетических и экономических потребностей. Обсуждение технологических проблем было уделом спорадических научных советов, временами проходивших главным образом в ИАЭ им. И.В. Курчатова или ФЭИ. Не оставались незамеченными научным сообществом и такие публичные выступления лидеров отрасли, как доклад А.П. Александрова на 7-й Мировой энергетической конференции в Москве [1] или статья Н.А. Доллежала и Ю.И. Корякина в журнале «Коммунист» [2]. Первое из них явилось основанием для активного развертывания геологоразведки урана, вторая впервые поставила вопрос о целесообразности сосредоточения на одной площадке всех операций энергопроизводства и топливного цикла, а также удаления этих площадок из районов плотного заселения с учетом хотя и малой, но не пренебрежимой опасности тяжелых аварий.

Первая серьезная попытка предложения стратегии развития ядерной энергетике, основанной на комплексном анализе прежде всего физических предпосылок обеспечения безопасности реакторов, обращения ядерных материалов, технологического усиления режима нераспространения и полного вовлечения в энергопроизводство всех урановых запасов, была предпринята специалистами ИАЭ, ФЭИ, НИКИЭТа, ВНИИЭФ, ВНИИТФ и других отраслевых и академических институтов в 1990-х годах с учетом не только уроков аварии на Чернобыльской АЭС, но и экономических реалий перехода к рыночной экономике. Первые публикации на эту тему относятся к началу 1990-х годов [3–8]. На основе этих работ, в которые специалисты НИКИЭТа внесли большой вклад, правительство РФ в 2000 г. одобрило Стратегию развития ядерной энергетике России в первой половине XXI века [9], а президент РФ на саммите тысячелетия в ООН в сентябре 2000 г. выступил с

инициативой энергетического обеспечения устойчивого развития человечества, кардинального решения проблем нераспространения ядерного оружия и экологического оздоровления планеты Земля. Научно-технические материалы в обоснование этих документов были обобщены в Белой книге ядерной энергетике [10].

В стратегии [9] можно выделить некоторые ключевые направления:

строительство в ближайшие 20–30 лет усовершенствованных тепловых реакторов, работающих на обогащенном уране, до истощения экономически приемлемых запасов природного урана (первый этап);

переработка всего объема облученного топлива тепловых реакторов для выделения плутония и долгоживущих нуклидов;

разработка нового поколения быстрых реакторов, отвечающих требованиям к реакторам для крупномасштабного производства электроэнергии (экономичность, безопасность, минимизация радиоактивных отходов, нераспространение делящихся материалов);

начало развития после 2030 г. быстрых реакторов нового поколения, которые работают на плутонии, выделенном из облученного топлива тепловых реакторов, и, возможно, обогащенном уране (второй этап).

К концу 2000 г. программные документы отрасли и состояние НИОКР позволяли за 6–10 лет реализовать основополагающие этапы стратегии: сооружение АЭС с БН-800 на нитридном топливе, а также демонстрационного блока АЭС с реактором БРЕСТ и пристанционным топливным циклом как для БН-800, так и БРЕСТ. Трудная работа по защите законов, дающих право принимать на хранение и переработку зарубежное облученное топливо, успешно завершилась их принятием в 2001 г. Была открыта перспектива как для получения ресурсов переоснащения предприятий ядерного топливного цикла, так и приобретения конкурентных преимуществ при поставках ядерного топлива за рубеж. Стала возможной переработка облученного топлива без возвращения конечных отходов в страну происхождения, а их сохранение в России при переходе на радиационно-эквивалентное обращение ядерных материалов в топливном цикле

не меняло баланса радиоактивности. В рамках выдвинутой на Генеральной конференции МАГАТЭ в 1999 г. инициативы, получившей название ИНПРО – международный проект по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам, была обеспечена возможность привлечения к этим проектам стран, находящихся на пороге активного развития ядерной энергетики [11].

Последующее свертывание нацеленных на конкретные проекты приоритетных задач отрасли, распыление ресурсов и размывание программы ИНПРО до уровня аналитических упражнений группы экспертов определили бесплодность текущего десятилетия с точки зрения решения стратегических задач развития ядерной энергетики. Опередив другие страны в формировании долгосрочной программы преимущественного развития ядерной энергетики, мы не сумели даже достроить блоки, оставшиеся еще от советских времен. В то время как в рамках проекта Поколение IV произошли качественные изменения, принятая в 2006 г. федеральная целевая программа предопределяла наше технологическое отставание, отводя работам по новым технологиям роль вялотекущего процесса.

С 2001 г. были опубликованы работы ведущих специалистов отрасли [12–15], которые условно можно разделить на две группы. Одна из них, посвященная очередным проектам ВВЭР, определяла задачи и пути достижения водо-водяными реакторами параметров, уже полученных на зарубежных АЭС. Проблема актуальная прежде всего с точки зрения показателей отечественных АЭС, эксплуатировать и строить которые, очевидно, придется еще долго. В СССР подобные публикации вряд ли были бы разрешены, так как отчетливо открывали потенциальным зарубежным заказчикам наше технологическое отставание. В начале 2000-х годов это уже стало неактуально, так как потеря заказов в Финляндии и Китае стала свершившимся фактом.

Вторая группа публикаций имела целью размывание ресурсов, сконцентрированных на выбранных в стратегии проектах, и возврат отрасли к стадии бесконечных НИР с ревнивым отслеживанием равенства выделяемых на

них средств. Такая практика возобладала сама по себе, но эти публикации сыграли для нее роль идеологического прикрытия. Внимательно изучая такие публикации, мы не нашли в них серьезных оснований ни для отказа от основных положений стратегии, одобренной правительством в 2000 г., ни от проектов, которые, будучи прописанными в этой стратегии, позволяли вернуть отечественной ядерной энергетике лидирующие позиции.

Физические предпосылки стратегии развития ядерной энергетики. Дефицита топлива и острой нужды в новом топливе в XX веке не было (в отличие от нужды в оружии), а масштабы ядерной энергетики, ее топливный баланс, экономика и безопасность при эксплуатации АЭС, обращение с радиоактивными отходами, нераспространение ядерного оружия делают энергетическую задачу намного сложнее военных, решенных США, а за ней и Россией еще в 1940–1950-е годы: создание графитовых и тяжеловодных тепловых реакторов на природном уране для наработки плутония, ядерного и водородного оружия, атомных подводных лодок с небольшими реакторами LWR на обогащенном уране.

Но идея Ферми [16] – ядерная энергетика на быстрых реакторах с избытком нейтронов (ИН) сверх 1 на цепную реакцию $ИН > 1$ ($ИН_{теор} \approx 2,3$) и коэффициентом воспроизводства $KB = ИН - a \geq 1$ (где a – потери нейтронов в конструкциях, продукты деления, утечка) против $ИН \approx 1$ и $KB < 1$ для тепловых реакторов обещала новую эру энергетики – эру дешевого электричества на дешевом неисчерпаемом (как и для синтеза) топливе* и

* Судя по потоку тепла $\sim 2 \cdot 10^4$ ГВт, в Земле находится $\sim 10^{15}$ т урана и тория. Для энергетики тепловой мощностью 10^5 ГВт (сейчас $\sim 10^4$ ГВт) и того и другого хватит на миллиарды лет, а при калорийности урана и тория в 3 млн дейтерия в 12 млн раз больше угля ядерное топливо намного дешевле. Мощности 10 кВт/чел. в передовых странах достаточно для полноценной жизни и развития за счет научного прогресса вместо роста потребления пищи и энергии. Стремление большей части населения перейти от 1 кВт/чел. к этому уровню станет в XXI веке ведущей линией мирового развития и приведет к XXII веку к росту мощности энергетики от 10^4 ГВт до $\sim 10^5$ ГВт (10 кВт/чел. для населения 12 млрд чел.). Если человеку потребуется намного больше энергии, то, чтобы не нарушать баланса с «падающей» на Землю энергией 10^8 ГВт, придется перейти к дорогим фотосинтезу искусственных топлив и термоэлектрическим преобразователям солнечного света.

недорогих АЭС (в отличие от синтеза). Уже в 1951 г. на опытном быстром реакторе EBR (Аргоннская национальная лаборатория, США) было получено «ядерное электричество».

Однако попытка на волне успеха в создании ядерного оружия еще в XX веке достичь мощности ядерной энергетики на быстрых реакторах в тысячи ГВт не удалась, а ядерная энергетика с тепловыми реакторами пришла к XXI веку в состоянии застоя на уровне ~360 ГВт (90 % всего парка – LWR, 15–17 % – доля электричества, вырабатываемого на АЭС в общем производстве электроэнергии, 6–7 % – доля урана в балансе первичных энергоисточников, мало влияющая на общий расход традиционного топлива и выбросы продуктов горения) и туманного будущего [17].

После аварий на реакторах EBR и Enrico Fermi-1 и по мотивам нераспространения оружейных материалов строительство АЭС с быстрыми реакторами в США было свернуто, как и с тепловыми, подорожавшими в 3–4 раза при реализации мероприятий по повышению их безопасности. Разработанные в 1960-е годы в СССР (ФЭИ, ОКБМ и др.) под руководством А.И. Лейпунского [18] первые АЭС с быстрыми реакторами оказались намного дороже, чем с тепловыми.

Осмысление первого опыта ядерной энергетики к концу 1980-х гг. привело физиков и конструкторов НИКИЭТа [7] к пониманию: причины неудачи замысла ядерной энергетики на быстрых реакторах кроются в самой концепции «быстрый реактор-размножитель, работающий на плутонии из облученного топлива тепловых реакторов», сложившейся в США в 1940-е годы при недооценке безопасности и приведшей к стоимости АЭС намного выше стоимости обычных электростанций. Эта концепция в условиях середины прошлого века при малой накопленной массе плутония требовала от быстрого реактора высокого воспроизводства и высокой энергонапряженности активной зоны (~500 кВт/л и более) для высокого темпа саморазвития, что и предопределило выбор небезопасного натрия в качестве теплоносителя для таких быстрых реакторов.

От быстрого реактора-размножителя к быстрому реактору естественной безопасности. В апреле 1944 г. завод по обогащению

урана в Ок-Ридже еще не работал, специалисты предполагали обойтись без энергоемкого изотопного разделения урана на плутонии, нарабатываемом в графитовых или тяжеловодных реакторах на природном уране, вводятся быстрые реакторы с $KB > 1$ с последующим их развитием на основе воспроизведенного топлива.

Разделение урана вскоре было освоено для оружия, в 1950-е годы – для атомных подводных лодок и АЭС с тепловыми реакторами. Пуск быстрого реактора вместо теплового на обогащенном уране снизил бы в 5–6 раз расходы урана (и работы разделения) на весь жизненный цикл, как и риск несанкционированного использования плутония. Тогда стали бы ненужными высокие KB , напряженность топлива P , темпы воспроизводства $\omega \approx A(KB-1)P$ (где $A \approx 0,4$ т/(ГВт·год), легкий, но горючий натрий, урановый бланкет с плутонием оружейного качества, извлечение плутония, запас реактивности, как и в тепловом реакторе ($\Delta K > \beta_{эф}$), и др. Быстрый реактор с умеренной напряженностью, $KB \approx 1$ (оптимум по реактивности $KBA \approx 1,05$), темпом размножения $\omega \sim 1\%$ в год в равновесном режиме горения $^{238}\text{U}-\text{Pu}-\text{Np}$, Am , Cm и др. при выборе адекватных средств, в том числе свинцового теплоносителя вместо натрия реализовал бы свои природные качества безопасности, включая радиационно-эквивалентное обращение с отходами и нераспространение, и был бы лишь немногим дороже обычных электростанций (необходимость в радиационной защите), как это и представлялось вначале и получалось в 1960-е годы.

На первый взгляд верная идея реактора-размножителя была принята крупными физиками – А.И. Лейпунским, А.П. Александровым, Х. Бете, Э. Теллером и др., а для поколений инженеров стала общепринятым стереотипом. Без его преодоления вернуться к полнокровному развитию ядерной энергетики не удастся. Разумеется, теперь нужно вводить быстрые реакторы на накопленном в тепловых плутонии, но когда его не хватит, в смеси с обогащенным ураном или на обогащенном уране без высокого размножения. Это стало понятно лишь после аварии на Чернобыльской АЭС, а тогда простая логика приводит к быстрому реактору естест-

венной безопасности БРЕСТ. Преимущества равновесного режима с $K_{\text{ВА}}=1$ были выяснены еще в 1960-е годы, технические средства изучены для начала разработки.

Технология быстрых реакторов, подготовленная в XX веке. Желание улучшить нейтронный баланс и повысить воспроизводство в активной зоне приводят к необходимости использовать в быстрых реакторах топливо высокой плотности, которое к тому же обладает высокой теплопроводностью. В 1950-е годы была выбрана термостойкая керамика: в 1959 г. в БР-5 (на его опыте и в БН-350, -600) – диоксид урана, с 1965 г. БР-5 работал на карбиде урана, последние 18 лет – на нитриде урана, испытаны и твэлы на нитриде урана и плутония. Для реактора БРЕСТ принято мононитридное топливо.

Развитая для экстракции оружейного плутония водная технология используется и для переработки облученного ядерного топлива тепловых реакторов, но для замкнутого топливного цикла быстрых реакторов она не годится: кроме ограничений на критичность водных растворов, многолетняя выдержка перед транспортировкой и переработкой для снижения активности (разложение органического экстрагента) многократно увеличивает количество плутония, необходимое для пуска быстрых реакторов, т.е. снижает мощность введенных быстрых реакторов при ограниченном ресурсе плутония. Поэтому с 1960-х годов изучаются сухие методы переработки облученного топлива на площадке АЭС с послеакторной выдержкой не более одного года, но они не получили практического применения из-за прекращения строительства АЭС с быстрыми реакторами. Для замкнутого топливного цикла реактора БРЕСТ принята электрохимическая регенерация топлива в расплаве хлоридных солей.

Для отвода тепла от активной зоны изучали с 1940-х годов висмут и свинец с немного большей температурой плавления, но дешевый, с тысячу раз меньшим выходом летучего α -излучающего ^{210}Po . В конце 1940-х исследовали гелий высокого давления, натрий, свинцово-висмутовый сплав и выбрали натрий, свинцово-висмутовый сплав стали использовать в реакторах атомных подводных лодок. Развитая для свинца-висмута техно-

логия поддержания активности кислорода и оксидных пленок на ферритно-мартенситных сталях с кремнием, более стойких в потоках быстрых нейтронов, испытана в циркуляционных контурах с свинцом в ФЭИ, ЦНИИ КМ «Прометей» и принята для реактора БРЕСТ. Благодаря малому замедлению нейтронов в тяжелом свинце в реакторе БРЕСТ стало возможным существенно увеличить проходное сечение для теплоносителя (примерно вдвое по сравнению с натриевыми быстрыми реакторами) при сохранении физических свойств активной зоны и снизить максимальную скорость теплоносителя до 2 м/с. Эти меры привели к меньшим гидравлическим потерям в активной зоне. Умеренная $\sim 100\text{--}200$ кВт/л энергонапряженность активной зоны реактора БРЕСТ также позволяет обойтись без натрия.

Реактор БРЕСТ. Выполненные за 19 лет в НИКИЭТе, ФЭИ, ВНИИНМ, ЦНИИ КМ «Прометей», НИИАРе и других институтах расчетные, экспериментальные и конструкторские исследования подтвердили исходные предположения о возможности исключения в энергетических ядерных реакторах тяжелых аварий, опасной для распространения оружейных материалов технологии нарушения природного уровня радиоактивности при захоронении отходов, значительного снижения стоимости АЭС. В 1998–2001 гг. были разработаны материалы проекта опытного прототипа БРЕСТ-ОД-300 с замкнутым топливным циклом для площадки Белоярской АЭС, концепция коммерческой АЭС с двумя реакторами БРЕСТ мощностью по 1200 МВт и начата программа НИОКР по их обоснованию:

уточнение физических расчетов на критической сборке U-Pu-Pb (ФЭИ, ВНИИТФ);

отработка антикоррозионной технологии свинцового теплоносителя на контурах и реакторных петлях, испытания сталей и других конструкций (ФЭИ, «Прометей», НИИАР);

отработка лабораторной и заводской технологии изготовления твэлов с смешанным мононитридным уран-плутониевым топливом и ТВС (ВНИИНМ, НИИАР, Свердловский химмаш, заводы);

испытания мононитридного топлива в реакторах БОР-60, БН-600 (НИИАР, Белоярская АЭС), электрохимической переработки (НИИАР);

испытания насосов, парогенераторов, СУЗ, перегрузочного и другого оборудования и систем (ОКБМ, ОКБ «Гидропресс», НИКИЭТ и др.);

доработка проекта прототипа по ходу НИОКР (НИКИЭТ).

Завершить программу не позволило резкое снижение финансирования. Однако обсуждение основных принципов, заложенных в концепцию БРЕСТ и проект прототипа, показало правильность основных решений, некоторые из них уже внедряются в разрабатываемые и строящиеся установки, например, переход по мере освоения на нитридное топливо, стремление к $K_{\text{BA}} \approx 1$ для стабилизации энерговыделения (БН-800, -1800) и неразделение урана и плутония при регенерации в замкнутом топливном цикле, включение америция и непутия в топливо для трансмутации (БН-1800), органы СУЗ, вводимые при авариях потоком теплоносителя (БН-800).

Определены и более отдаленные пути дальнейшего развития концепции БРЕСТ:

переход от закритического паротурбинного к газотурбинному циклу среднего давления в целях последовательного проведения принципов естественной безопасности (МЭИ, ЭНИН);

переход от химических к физическим (плазменным) методам разделения по массе актиноидов и продуктов деления в целях полного закрытия почти легального канала получения оружейных материалов в ядерной энергетике (ИЯС РНЦ «Курчатовский институт»);

квазинепрерывный режим перегрузки топлива вследствие малого изменения мощности и реактивности в зависимости от выгорания. Это потребует специальной перегрузочной машины;

возможность производства технологического тепла (800 °С и выше) при создании высокотемпературных и радиационно стойких керамических или металлических конструкционных материалов.

Современные нормы и правила разработки и эксплуатации ядерной техники выработаны на опыте существующих реакторов, по ним разрабатывается и прототип БРЕСТ-ОД-300. Для полной реализации преимуществ реакто-

ров естественной безопасности, в том числе и экономических одновременно с разработкой прототипа и на его опыте должна начаться разработка новых норм и правил.

Радиационно-эквивалентное обращение ядерных материалов в топливном цикле. Одной из составляющих разработки новой стратегии стали результаты исследований по радиационно-эквивалентному трансмутационному топливному циклу в крупномасштабной ядерной энергетике. Как известно, разработанные технологии удаления высокоактивных отходов с их размещением в геологических формациях не снимают проблему обоснования безопасности хранилищ радиоактивных отходов и облученного топлива на геологически значимые периоды времени. С переходом к замыканию топливного цикла за счет трансмутации актиноидов и долгоживущих продуктов деления [19] при высокой степени очистки радиоактивных отходов от этих нуклидов возникает возможность реализации радиационно-эквивалентного обращения ядерных материалов. Как видно на рис. 1, при реализации топливного цикла нового типа через 200 лет суммарная радиоактивность ядерных

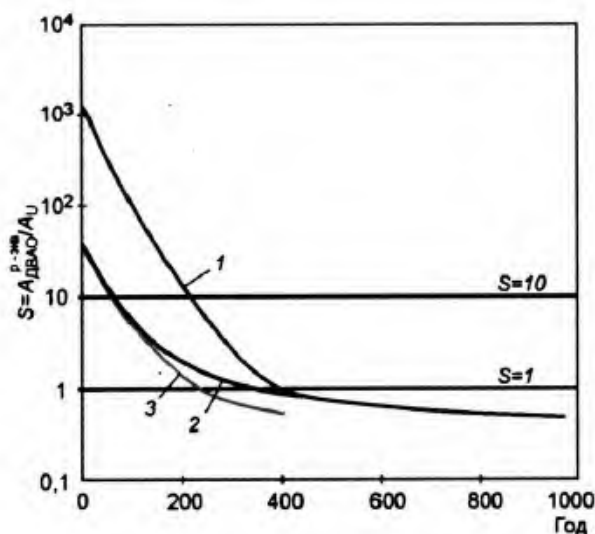


Рис. 1. Радиационная эквивалентность топливного цикла крупномасштабной ядерной энергетике без учета ($S = 1$, где S — отношение радиационно-эквивалентной природному урану активности долгоживущих высокоактивных отходов и урана) и с учетом миграции нуклидов ($S = 10$) в зависимости от времени длительной контролируемой выдержки долгоживущих высокоактивных отходов с долей компонентов в отходах, %: Sr 10, Cs 15, U 0,05, Pu 0,1, Np+Am+Cm 0,1 (1), 0,1, 1, 0,05, 0,1 соответственно (2), 0,1, 1, 0,01, 0,01 соответственно (3)

отходов сравнивается с исходной радиоактивностью рудного сырья. Для общественного сознания довод о возможности существования ядерной энергетики, не меняющей природную радиоактивность Земли, более привлекателен, чем самые убедительные доказательства безопасности хранилищ отходов на сотни тысяч лет.

Технологическое укрепление режима нераспространения. Договор о нераспространении делящихся материалов и комплекс международных мер по гарантиям его выполнения, к сожалению, не смогли предотвратить появления новых стран, обладающих ядерным оружием. Действенность политических мер существенно бы усилились, если при развитии новой ядерной технологии исключались опасные с точки зрения гарантий нераспространения элементы: разделение изотопов урана (обогащение), выделение плутония и/или ^{233}U из облученного топлива, наличие долговременных хранилищ облученного топлива и выделенного плутония, транспортировка оружейных и облученных ядерных материалов на значительное расстояние.

Современная ядерная энергетика, развитая в неядерной стране до 5–10 ГВт и более и имеющая долговременную программу развития, рано или поздно может стимулировать создание установок для разделения изотопов и выделения плутония (^{233}U) и иных сопутствующих предприятий топливного цикла. Предотвратить широкое распространение этих технологий могли бы международные центры ядерного топливного цикла, создать которые предложили президенты России и США. Но гармонизация с точки зрения национальной энергетической безопасности взаимоотношений между крупным национальным ядерным энергокомплексом и внешним поставщиком услуг топливного цикла представляется делом непростым. Поэтому еще в 1990-е годы мы предлагали создавать такие центры под международной юрисдикцией [20, 21].

Важнейшая задача создаваемой новой ядерной технологии – исключить из гражданской ядерной энергетики потребность в этих опасных элементах. В этом случае ежегодная циркуляция большой массы ядерного топлива не будет нести опасности распространения, а

основное внимание органов контроля нераспространения будет направлено на исключение создания нелегальных производств по обогащению урана и выделению плутония и ^{233}U . Поставленная задача может быть решена при развитии ядерной энергетики на быстрых реакторах с полным воспроизводством топлива в активной зоне без экранов. Быстрые реакторы, работающие в замкнутом уран-плутониевом топливном цикле, не нуждаются в обогащении урана, и со временем использование этой технологии сможет быть исключено. Изготовление первых загрузок быстрых реакторов потребует постепенного освобождения хранилищ выделенного плутония и бассейнов выдержки отработавшего топлива современных АЭС. Первичное выделение плутония и изготовление начальных топливных загрузок быстрых реакторов на основе плутония или обогащенного урана следует при этом проводить на предприятиях ядерных стран или в международных ядерно-технологических центрах.

Технологическая поддержка режима нераспространения в топливном цикле, развиваемом для реакторов БРЕСТ, обеспечивается по следующим направлениям:

наличие в топливе трансмутируемых актиноидов и неглубокая очистка от продуктов деления (с остатком примерно 1%) облегчает его защиту от краж во всех звеньях топливного цикла;

полное воспроизводство плутония в активной зоне ($\text{КВА} \approx 1$) не требует дополнительных урановых бланкетов, что исключает производство в реакторе плутония оружейного качества и необходимость его выделения;

близость состава выгружаемого из реактора и загружаемого топлива равновесного состава при $\text{КВА} \approx 1$ не требует выделения или добавления в него плутония, корректировка состава может выполняться добавлением в топливо ^{238}U для компенсации выгорания;

предприятие топливного цикла размещается на площадке АЭС, что исключает необходимость дальних перевозок, уменьшает риск аварий и краж;

конструкция реактора не позволяет загружать мишенные материалы для наработки оружейных делящихся материалов.

Равновесное уран-плутониевое топливо быстрых реакторов непригодно для производства ядерного оружия. Его размножающие свойства хуже, чем урана обогащением 20 %. Если уран и плутоний не разделяются на всех стадиях топливного цикла, то нераспространение гарантируется.

В замкнутом топливном цикле быстрого реактора сгорает ^{238}U , плутоний является неотъемлемой частью топлива («катализатор горения») и циркулирует всегда в составе высокоактивного материала. В международных центрах топливного цикла для энергетических комплексов с реакторами типа БРЕСТ будут изготавливаться только начальные загрузки топлива и топливо подпитки до замыкания топливного цикла быстрого реактора, необходимые для пуска в эксплуатацию АЭС. Все остальное время работа АЭС будет обеспечиваться за счет собственно воспроизведенного топлива и не будет зависеть от внешних поставщиков топлива.

Прогнозирование места ядерной энергетики в энергетическом балансе страны. К времени представления стратегии ядерной энергетики в правительство РФ (начало 2000 г.) в стране была полностью утрачена база для государственного прогнозирования энергетического развития. В значительной степени это определялось избытком генерирующих мощностей в условиях кризиса, парализовавшего промышленную и сельскохозяйственную деятельность. Даже к 2003 г., когда заканчивалась работа над энергетической стратегией на период до 2020 г., Минэкономразвития было не в состоянии дать прогноз социально-экономического развития далее 2006 г. Поэтому в упомянутой стратегии в качестве базового для анализа были приняты прогнозы Всемирного энергетического совета, а также опубликованные МАГАТЭ данные о запасах дешевого урана. Понимание необходимости создания инструментов прогнозирования вариантов развития ядерной энергетики способствовало постановке задачи разработки математических моделей, позволяющих решать подобные задачи при меняющихся исходных условиях. Дальнейшие события показали, что такие изменения, например, цена урана или металлической продукции могут происходить в широких пределах.

Некоторые варианты стратегии развития ядерной энергетики были рассчитаны с помощью разработанного в НИКИЭТе программно-вычислительного комплекса УСМ-1, который ориентирован на системные стратегические исследования, в том числе выходящие за рамки собственно ядерной энергетики. К настоящему времени созданы несколько моделей систем энергетики, в том числе модель ядерной энергетики, ориентированная на широкомасштабное развитие (существенно превышающее рассматривавшееся ранее) на базе замкнутого ЯТЦ и технологии БРЕСТ. На рис. 2 для одного из рассмотренных вариантов показана динамика роста установленных мощностей АЭС с учетом снятия с эксплуатации АЭС с РБМК и ВВЭР второго поколения. Новые АЭС с ВВЭР третьего-четвертого поколений вводятся до 2030 г., затем весь прирост мощностей обеспечивают реакторы БРЕСТ. К концу века реакторы БРЕСТ полностью заменяют тепловые реакторы, а их суммарная мощность достигает 420 ГВт, удовлетворяя 75 % ожидаемого полного спроса на электроэнергию (предполагается, что последний составит ~4200 ТВт·ч/год при темпе роста, снижающемся до 0,5 % годовых). Такой объем производства электроэнергии на АЭС позволит коренным образом изменить топливный баланс страны.

По сравнению с сценарием, в котором доля АЭС в выработке электроэнергии сохраняется на нынешнем уровне 15 %, экономия органического топлива в пересчете на газ превысит 10^{12} м³/год, что больше его

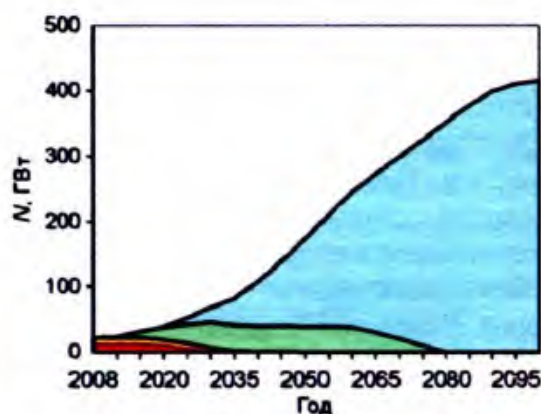


Рис. 2. Установленная мощность АЭС с РБМК (■), ВВЭР второго (□), третьего поколения (■), БРЕСТ (■)

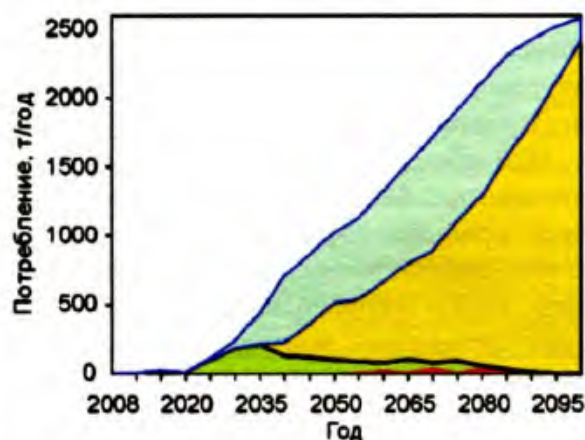


Рис. 3. Потребление топлива реактором БРЕСТ: □ — уран; ■ — регенерированное топливо; ■ — смешанное мононитридное топливо; ■ — плутоний

добычи в стране в 1,5 раза сегодня. При этом естественным образом будет решена и проблема снижения выбросов CO_2 .

Высокий темп ввода мощностей в данном сценарии не требует от реакторов БРЕСТ свойств размножителя с высоким коэффициентом воспроизводства, он обеспечивается использованием четырех возможных типов топлива БРЕСТ, как показано на рис. 3: плутониевого на основе имеющихся запасов и поступления от полностью перерабатываемого облученного топлива ВВЭР, смешанного нитридного с включением того же плутония и слабообогащенного (до 5 %) урана, собственного регенерированного топлива из облученного топлива БРЕСТ и чисто уранового топлива 15 %-ного обогащения. Регенерированный уран из облученного топлива ВВЭР используется полностью как для дообогащения, так и наряду с отвальным ураном для смешивания с делящимися ингредиентами. К концу века при замедлении темпа роста доля регенерированного топлива приближается к 100 %, система переходит на самообеспечение. При этом общее потребление природного урана достигает ~1400 тыс. т, что можно считать приемлемым с точки зрения известных разведанных и прогнозируемых ресурсов страны (рис. 4).

Структура стоимости электроэнергии, вырабатываемой АЭС, показана на рис. 5. Изменение топливной составляющей отражает меняющуюся структуру потребляемого топлива, рост цены природного урана (до 200 дол./кг

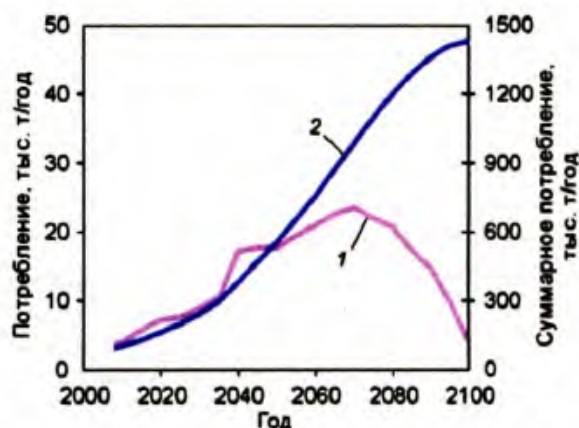


Рис. 4. Использование ресурсов урана: 1 — потребление природного урана; 2 — суммарное потребление природного урана

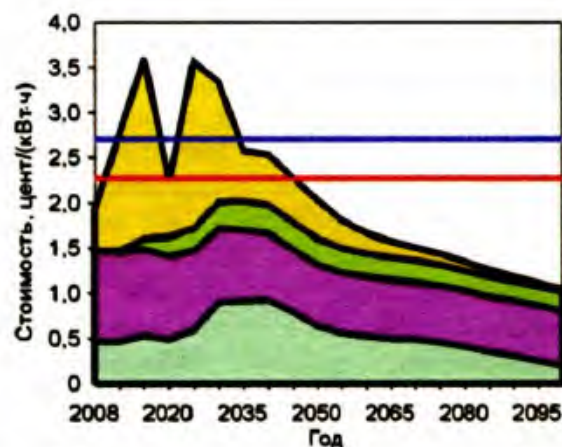


Рис. 5. Структура стоимости электроэнергии, вырабатываемой АЭС: □, ■ — топливная и эксплуатационная составляющая соответственно; ■ — амортизационные отчисления; ■ — инвестиции; — тариф безубыточности, — средний тариф РАО ЕЭС

с учетом прогнозных запасов) по мере истощения его ресурсов и переход примерно в 2030 г. от плутония из имеющихся запасов к сравнительно дорогому продукту будущей переработки облученного топлива ВВЭР (800 дол./кг).

Наряду с этим учитывается постепенное увеличение выгорания топлива (с 40 до 50 ГВт·сут/т для ВВЭР* и с 73 до 140 ГВт·сут/т для БРЕСТ), а также эволюционный рост КИУМ для всех АЭС до 90% к 2030 г. По мере становления крупномасштабной системы АЭС с относительно дешевыми реакторами БРЕСТ

* Разработчики для ВВЭР-1200 предусматривают 70 ГВт·сут/т, однако в рассматриваемой системе с доминированием быстрых реакторов это не принципиально.

(950 дол./кВт против 1700 дол./кВт для ВВЭР) стоимость электроэнергии снижается, приближаясь к 1 цент/(кВт·ч) без учета прибыли, налога на прибыль, процентов на капитал.

Тариф безубыточности при принятой норме дисконта 5 % составляет 2,26 цент/(кВт·ч), что на 0,43 цент/(кВт·ч) ниже среднего тарифа РАО ЕС 2005 г. Таким образом, рассмотренная система в долгосрочном плане для страны представляется экономически привлекательной, хотя вопрос о привлечении необходимых инвестиций на начальном этапе до 2030–2035 гг. остается открытым.

Заключение. Специфика работы организации главного конструктора заключается в неизменном сотрудничестве при выполнении проектов с большим числом специализированных предприятий. Все это в полной мере относится и к представленным материалам, основанным на результатах многолетнего и тесного взаимодействия с отечественными и зарубежными научными коллективами. Будущее ядерной энергетики – это не только прагматичное решение, может быть, и не вполне осознанное сегодня как широкой общественностью, так и быстро меняющимися функционерами органов государственного управления потребностей энергетического развития страны. Это еще и ее облик, ее базовые характеристики, отвечающие современным представлениям о топливообеспечении, необходимом уровне безопасности и предотвращении распространения ядерного оружия.

Исходя из этого понимания, мы предложили термин «естественной безопасности» в приложении к технологиям как реакторным, так и топливного цикла. Полагаем, что аналогичным образом рассуждал и А. Вейнберг, внедривший в обиход нашего сообщества термин «внутренне присущей безопасности». Принципиальную разницу мы усматриваем только в том, что необходимыми атрибутами естественной безопасности мы считаем отказ от деления аварий на проектные и запроектные, переход от инженерных средств обеспечения безопасности к средствам, основанным на прямом действии природных законов, требования исключения необходимости эвакуации населения вблизи любых ядерных объектов, исключения из ЯТЦ наиболее опасных технологий для создания эффек-

тивного политического режима нераспространения. Такие требования философия «внутриприсущей безопасности», возможно, и предусматривала, но в неявном виде.

Нам представляется необходимым противопоставить фактически провозглашенному курсу простого воспроизводства в отечественной ядерной энергетике технологий 1950-х годов, хотя и в современной упаковке, требование максимально быстрого инновационного развития и перехода к сооружению объектов, отвечающих современности.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Александров А.П. Ядерная энергетика и ее роль в техническом прогрессе. — Атомная энергия, 1968, т. 25, вып. 5, с. 356—362.
2. Доллежалъ Н.А., Корякин Ю.И. Ядерная электроэнергетика: достижения и проблемы. — Коммунист, 1979, № 14, с. 19—28.
3. Адамов Е.О., Велихов Е.П., Орлов В.В. и др. АЭС высокой безопасности и экономичности с реакторами, охлаждаемыми жидким свинцом. М.: НИКИЭТ, 1990.
4. Adamov E.O., Orlov V.V., Avrorin E.N. et al. Unconventional Concepts of NPPs with Inherent Safety: Препринт НИКИЭТ ЕТ-91/02, 1991.
5. Adamov E.O., Orlov V.V. Safety on lead-cooled fast reactors. — Nucl. Europe Worldscan, 1991, № 3/4, p. 42.
6. Orlov V.V., Adamov E.O., Smirnov V.S. et al. Two-circuit steam generating plant with lead coolant. — In: Proc. of Intern. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles. Kyoto, Japan, Oct. 28 – Nov. 1, 1991, v. IV.
7. Орлов В.В., Аврорин Е.Н., Адамов Е.О. и др. Нетрадиционные концепции АЭС с естественной безопасностью (новая ядерная технология для крупномасштабной ядерной энергетики следующего этапа). — Атомная энергия, 1992, т. 72, вып. 4, с. 317—329.
8. Ганев И.Х., Орлов В.В., Адамов Е.О. Достижение радиационной эквивалентности при обращении с радиоактивными отходами ядерной энергетики. — Там же, 1992, т. 73, вып. 1, с. 44—50.
9. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения. М., Минатом России, 2000.
10. Белая книга ядерной энергетики. Под общ. ред. Е.О. Адамова. М., НИКИЭТ, 2001.
11. Международный проект: ядерная технология естественной безопасности. М., Минатом России, 1999.
12. Асмолов В.Г., Сидоренко В.А. Безопасность ядерной энергетики: настоящее и гарантии на будущее. — Атомная энергия, 2004, т. 96, вып. 1, с. 3—23.
13. Пономарев-Степной Н.Н. О возможностях и путях осуществления инициативы президента Российской Федерации. — Ядерный контроль, 2001, № 2, с. 43—47.
14. Пономарев-Степной Н.Н., Алексеев П.Н., Давиденко В.Д. и др. Сравнение направлений развития ядерной энергетики в XXI в. на основе расчетов материальных балансов. — Атомная энергия, 2001, т. 91, вып. 5, с. 331—336.

Нельзя не выделить среди этих работ программный комплекс, специально предназначенный для обоснованного принятия решений по стратегическим проблемам ядерной энергетики, на базе компьютерного анализа параметров используемой базы данных. В прилагаемой статье возможности комплекса демонстрируются на анализе параметров топливного цикла.

*12-й Международный Конгресс по Энергетике и Минеральным Ресурсам
Овьедо, Испания, 7-11 октября 2007 г.*

Крупномасштабная Ядерная Энергетика и Топливные Ресурсы

Е. Адамов, Е. Муравьев, В. Орлов

Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н.А. Доллежале, Москва, Россия

Ключевые слова: Ядерная энергетика, Топливный цикл, Реакторы на быстрых нейтронах, Уран

1. Введение

Ядерная энергетика может стать доминирующей технологией в производстве электроэнергии в этом веке, решив проблемы нехватки ресурсов органического топлива и выбросов парниковых газов в атмосферу. Однако, чтобы добиться этого, она должна стать крупномасштабной для большей части человечества, которое устремлено сейчас к достижению уровня энергопотребления порядка 10 кВт на душу, как в развитых странах, и это становится основной тенденцией развития в 21-м веке. Отсюда следует, что полное годовое потребление энергии в 22-м веке достигнет примерно 10^5 ГВт (10 кВт на душу для 12 млрд. людей). Доля электроэнергии в общем энергопотреблении до сих пор непрерывно возрастала, и эта тенденция наверняка сохранится и в будущем. Чтобы утвердиться в позиции лидера по производству электроэнергии ядерная энергетика должна преодолеть свои сегодняшние недостатки: дорогие конструкции АЭС, чрезвычайно неэффективное использование урана (менее 1%), паллиативные решения проблем безопасности АЭС, проблемы обращения с радиоактивными отходами и нераспространения. Сегодняшняя ядерная энергетика в том виде, как она пришла из 20-го века, базирующаяся на тепловых реакторах и открытом ядерном топливном цикле (ЯТЦ), не может быть существенно расширена: с одной стороны, имеющиеся ресурсы недорогого урана не адекватны для такого расширения, а с другой стороны, в силу наличия многочисленных дорогих систем безопасности, ее экономические показатели не оправдывают действительно крупномасштабного развертывания.

2. Ресурсы ядерного топлива и реакторы на быстрых нейтронах

Уместно напомнить, что первоначальная идея будущей ядерной энергетики, предложенная Э. Ферми в 1944 г., базировалась на использовании реакторов на быстрых нейтронах («быстрых реакторов», БР) и замкнутом ЯТЦ с неограниченными топливными ресурсами. В то время, когда еще не было завершено строительство первого завода по обогащению урана в Окридже, Ферми был настроен скептически относительно широкого применения технологии обогащения для энергетики¹. Он знал также, что БР не мог работать на природном уране. Поэтому он предложил схему с «материнским» тепловым реактором (ТР) на природном уране для наработки плутония, загружаемого в реакторы АЭС с БР. Далее, чтобы избежать большого расхода урана в ТР и предотвратить попадание плутония во «враждебные руки», БР должны были развиваться на собственном топливе. Отсюда возникло требование высокого

коэффициента воспроизводства плутония и появилось понятие быстрого реактора-бридера. А между тем обогащение урана было освоено сначала для ядерного оружия, потом для ТР подводных лодок и наработчиков плутония. Позже это наследие промышленности ядерных вооружений послужило фундаментом современной ядерной энергетики на ТР. А концепция быстрого реактора-бридера, разработанная Аргоннской национальной лабораторией на основе первоначальной схемы Ферми с учетом требования высокого коэффициента воспроизводства, обрела такие специфические черты (вовсе не обязательные в других условиях), как высокая плотность энерговыделения, использование натриевого теплоносителя и производство плутония оружейного качества в бланкете. Эти особенности, усугубляющие проблему безопасности, сделали конструкцию реактора слишком дорогой для широкого внедрения. К сожалению, упомянутая необязательная предпосылка необходимости высокого коэффициента воспроизводства стала стереотипом в умах нескольких поколений инженеров. Сегодня становится очевидным, что без преодоления этого стереотипа ядерная энергетика не сможет вернуться на путь здорового роста.

3. Новый БР БРЕСТ и концепция крупномасштабной ядерной энергетики

Новая концепция БР БРЕСТ была разработана в России ² в 1990-х годах. Здесь ключевая особенность всякого БР – большее количество избыточных нейтронов (сверх 1, необходимого для поддержания цепной реакции деления) используется не для максимальной наработки плутония, а для достижения свойств естественной, или внутренне присущей безопасности. Эти свойства обеспечиваются целым рядом взаимосвязанных физических и конструктивных решений, включая пониженный (до ≈ 1) коэффициент воспроизводства плутония, плотное нитридное топливо, раздвинутую решетку ТВЭЛов, невоспламеняемый высококипящий свинцовый теплоноситель и т.д. Благодаря пониженной плотности энерговыделения и увеличенной доле теплоносителя в активной зоне тяжелый свинец при скоростях не более 2 м/с требует меньшей мощности на прокачку и перепадов давления, чем легкий натрий при 5-6 м/с в традиционных конструкциях БР. Жидкий свинец более агрессивен по отношению к конструкционным материалам, чем натрий, в этой связи концепция БР БРЕСТ предусматривает, в частности, использование технологии поддержания контролируемого содержания кислорода в теплоносителе, которая была разработана в 1960-х годах для реакторов на свинце-висмуте. Эта технология обеспечивает образование самоподдерживающихся оксидных пленок на стали, которые зарекомендовали себя, как эффективное средство подавления коррозии. Применительно к условиям БРЕСТА экспериментальное подтверждение стойкости материалов получено на сегодня в пределах 17000 часов.

Научно-исследовательские и конструктивные разработки, проводившиеся в ряде Российских институтов на протяжении двух десятилетий, подтвердили справедливость первоначальных предположений о возможности предотвращения в реакторе типа БРЕСТ любых тяжелых аварий, которые могли бы потребовать эвакуации окружающего населения. Достигнутый фундаментальный результат есть не что иное, как «детерминистическое предотвращение тяжелых аварий». Эта уникальная особенность дополняется применением «сухой» переработки ОЯТ без отделения плутония от урана, в отличие от традиционной «водной» технологии, предусматриваемой в концепции системы БР-бридеры + ТР. В нашем случае завод по переработке ОЯТ БРЕСТА и изготовлению топлива будет располагаться непосредственно на площадке АЭС, а предварительная выдержка ОЯТ не должна

превышать 1 года. Сравнивая это с многими годами, необходимыми при традиционном подходе (с транспортировкой ОЯТ на централизованный завод), легко видеть возможность существенного снижения загрузки плутония в ЯТЦ. Разумеется, на начальном этапе разворачивания реакторов БРЕСТ они могут и должны загружаться плутонием из накопленных запасов и получаемым от переработки ОЯТ ТР по традиционной технологии. Но в долговременной перспективе они перейдут к работе на топливе равновесного состава, которое не требует добавления или извлечения делящихся ингредиентов. При переработке будут только извлекаться продукты деления и заменяться отвалным или регенерированным ураном, причем наиболее опасные долгоживущие актиниды должны оставаться в уран-плутониевой смеси топлива и «сжигаться» в реакторе. Это, как отмечалось в³, будет переход от старого принципа «чистое топливо и грязные отходы» к новому: «грязное топливо и чистые отходы». Новый подход станет основой для технологической поддержки режима нераспространения и реализации концепции экологически эквивалентного захоронения отходов. Суммируя все сказанное выше, получаем представление о новой самодостаточной ядерной энерготехнологии, которая обеспечивает безопасность, опираясь, главным образом, на прямое действие законов природы и которую можно назвать технологией Естественной Безопасности.

Ясно, что для АЭС с полным набором свойств естественной безопасности не потребуются многие дорогостоящие системы, используемые сегодня, и их стоимость должна снизиться до уровня, лишь незначительно превышающего стоимость станций на органическом топливе, как это и ожидалось на первых порах. С точки зрения топливного баланса система АЭС с реакторами БРЕСТ способна к саморазвитию с темпом примерно 1% в год, однако на начальной стадии любая желаемая скорость роста мощностей может быть достигнута с использованием для первых загрузок обогащенного урана (~15% по U-235 или менее, если в смеси с дополнительным плутонием). Таким образом, концепция ядерной энергетики естественной безопасности удовлетворяет всем требованиям развития действительно крупномасштабной энергосистемы.

4. Инструмент исследования возможных сценариев развития

Чтобы проиллюстрировать возможность развития крупномасштабной ядерной энергетики в России на базе технологии естественной безопасности, было проведено сравнение нескольких сценариев развития с использованием нового аналитического инструмента УСМ-1 (Универсальная Системная Модель -1), разработанного в НИКИЭТ им. Н.А. Доллежалея.

УСМ-1 – это генератор моделей сложных развивающихся систем типа промышленной отрасли. Основная цель его применения – создание различных моделей, которые могут служить средствами получения информации для принятия решений. Они могут также использоваться при подготовке исходных данных для проектных работ и поддерживающих расчетных данных в обоснование проектов. Информация получается в виде самосогласованных и оптимизированных сценариев развития. Аспекты исследования включают эволюцию действующих мощностей и баланс циркулирующих продуктов, инфраструктуру обеспечения ввода и вывода мощностей, транспортировку продуктов, экономические характеристики: структуру затрат, механизмы финансирования и показатели доходности, внеэкономические критерии, относящиеся к безопасности, экологической приемлемости и режиму нераспространения.

Модели, создаваемые в УСМ-1, являются объектно-ориентированными: модель Системы строится на базе отдельных моделей объектов, называемых Компонентами, которые потребляют входные Продукты, производят выходные Продукты и эволюционируют во времени. С помощью стандартной заготовки, содержащей обобщенное технико-экономическое описание, можно создавать неограниченное число Компонентов с разными уровнями агрегирования свойств реальных объектов, использующих любые технологии производства. Созданные Компоненты можно исследовать, как независимые объекты. Другая стандартная заготовка под названием Интегратор используется для объединения созданных Компонентов в модель Системы. Пользователь сам определяет набор Компонентов и сеть циркуляции Продуктов. Все операции генерирования моделей автоматизированы с помощью поддерживающего кода.

Исследование динамики развития Системы может выполняться с произвольными шагами по времени на любых временных интервалах, включая «предысторию», т.е. этап развития в прошлом, определяющий характеристики Системы в момент времени, выбранный для начала сценария развития. Можно сравнивать различные сценарии развития в режиме «прямого» имитирования, меняя вручную исходные данные. Можно также решать оптимизационные задачи, например, с минимизацией затрат или максимизацией прибыли Системы в линейном, нелинейном и целочисленном приближении. Функция цели может меняться с использованием различных критериев при произвольной номенклатуре и количестве независимых переменных.

УСМ-1 использует готовый верифицированный математический аппарат – электронные таблицы Excel со всеми их функциональными возможностями, включая современные средства оптимизации, а также прекрасный интерфейс, знакомый множеству пользователей во всем мире. Открытый расчетный алгоритм модели предоставляет пользователю полноту управления, доступ к любому параметру Компонента и Системы на любом шаге по времени, притом не только к численным значениям в ячейках таблиц, но и к соответствующим расчетным формулам, которые можно модифицировать.

УСМ-1 реализована в виде программного комплекса, который включает:

- генерирующий блок (рабочие книги-заготовки электронных таблиц Excel и поддерживающий код);
- базу данных в формате MS Access (также часть пакета MS Office), содержащую как данные по реальным объектам, так и результаты анализа;
- электронные формы для сбора данных (также в виде рабочих книг Excel) с собственным поддерживающим кодом, которые обеспечивают представление данных в нужном формате, их агрегирование и последующий автоматизированный ввод в БД;
- инструменты для графического представления полученных результатов (также в виде рабочих книг Excel), включая сравнение данных из разных сценариев.

5. Модели крупномасштабной ядерной энергетики и постановка задачи

5.1. Описание моделей

Для концептуального исследования крупномасштабной ядерной энергетики России средствами УСМ-1 были созданы две модели. Модель 1 описывает существующую систему и позволяет оценить различные сценарии ее развития без существенных технологических изменений. Модель 2 служит для демонстрации возможностей новых технологий. Структура Системы Модели 1 показана на Рис. 1. Она включает 6 Компонентов высокого уровня агрегирования, которые представляют 1 тип АЭС (с ТР типа ВВЭР и РБМК), традиционные предприятия по изготовлению топлива ТР, также традиционные предприятия по переработке ОЯТ ТР и заводы обогащения урана. Еще 2 Компонента представляют ресурсы природного урана и внешних потребителей электроэнергии.

На внутренней структуре в рамках Компонентов на Рис. 1 в виде отдельных прямоугольников изображены несколько Производственных Субкомпонентов (в случае АЭС это существующие станции с реакторами РБМК и с реакторами ВВЭР II поколения, а также планируемые к постройке АЭС с реакторами ВВЭР III и IV поколений). Если более одного таких прямоугольников изображены слитно, это означает, что один Производственный Субкомпонент может иметь различные технологические линии со своими входными и выходными Продуктами. Малые прямоугольники по бокам рамок Компонентов обозначают склады входных и выходных Продуктов, которые предусмотрены по определению, хотя и не обязательны к использованию. Наличие небольшого зеленого прямоугольника в верхней части рамки Субкомпонента или склада означает наличие управляемого параметра, который может либо напрямую задаваться пользователем, либо служить независимой переменной при оптимизации. Аналогичные прямоугольники розового цвета показывают возможность наложения ограничений. В каждом конкретном сценарии фактически используемые параметры управления и ограничений выделяются более яркими оттенками упомянутых цветов. Потоки Продуктов между Компонентами показаны цветными стрелками в соответствии с маркированным списком Продуктов (последние 4 из 15 рассматриваемых Продуктов никуда не передаются, но остаются на выходных складах соответствующих Компонентов, и их количество подсчитывается для каждого момента времени).

Модель 2, показанная на Рис. 2, включает два дополнительных Компонента: АЭС с БР БРЕСТ и заводы пристанционного ЯТЦ, обеспечивающие как переработку ОЯТ БРЕСТ, так и изготовление топлива. Расширенный список Продуктов включает 4 типа топлива БРЕСТ, 2 сорта обогащенного урана (5 и 15% по U-235) для топливного цикла БРЕСТ, а также ОЯТ БРЕСТ. Два Продукта из списка Модели 1 здесь опущены, это МОКС-топливо ВВЭР и соответствующий ОЯТ, что оправдано заведомо более эффективным использованием плутония в реакторах БРЕСТ, чем в ВВЭР.

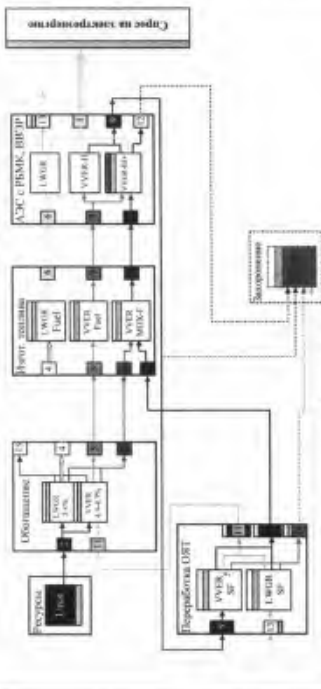


Рис. 1. Системная структура Модели I.

Обозначения

1	Электроэнергия	6	У-топливо РБМК	11	Реактор У ВВЭР
2	Переработанный уран	7	У-топливо ВВЭР	12	ОРТ МОКС ВВЭР
3	Сырьевой уран	8	МОКС-топливо ВВЭР	13	ОРТ РБМК
4	Обог. уран для РБМК	9	ОРТ ВВЭР	14	ВАО
5	Обог. уран для ВВЭР	10	Плутоний	15	Работа реактора

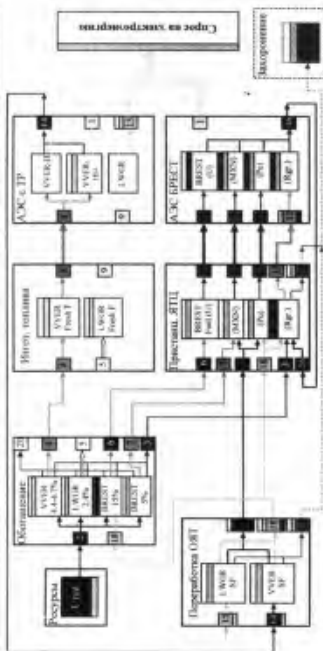


Рис. 2. Системная структура Межез 2.

Обозначения

1	Электроэнергия	6	Обор. уран для БРЕСТ (15%)	11	Топл. БРЕСТ (МОН)	16	ОГТ БРЕСТ
2	Природный уран	7	Обор. уран для БРЕСТ (5%)	12	Топл. БРЕСТ (РП)	17	РП + Аппараты
3	Отработанный уран	8	У-топливо ББСЗ	13	Топл. БРЕСТ (Ремон.)	18	Ремонт у ББСЗ
4	Обор. уран для ВВЗР	9	У-топливо РБМК	14	ОГТ ВВЗР	19	ВАО
5	Обор. уран для РБМК	10	У-топливо БРЕСТ	15	ОГТ РБМК	20	Работа разделения

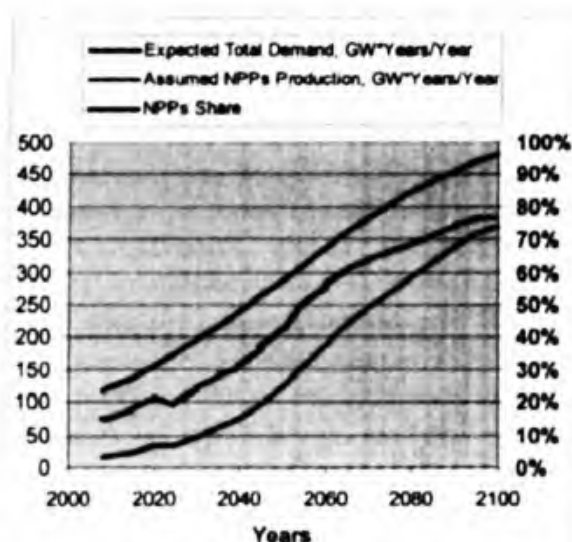


Рис. 3. Предполагаемое производство электроэнергии в России

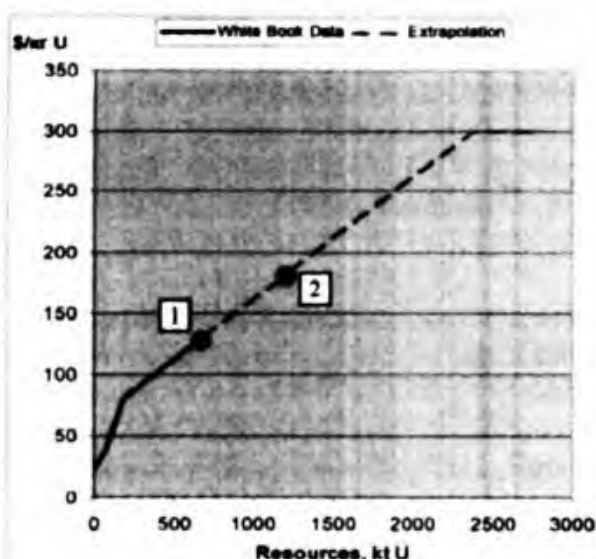


Рис. 4. Ожидаемая цена природного U
1 — достоверные запасы; 2 — оцененные ресурсы.

5.2. Предположения относительно производства электроэнергии и ресурсов

Масштаб развития ядерной энергетики должен сопоставляться с полными энергопотребностями. Мы рассматриваем в первую очередь потребность в электроэнергии, хотя, если крупномасштабная ядерная энергетика реализуема, она сможет (может быть, и косвенно) покрывать потребности и в других формах энергии. За основу для нашего анализа взят имеющийся прогноз², который охватывает период до 2030 г. Эти данные мы экстраполировали до конца века, предположив, что к тому времени скорость роста общей потребности снизится до 0.5% в год (Рис. 3). Скорость ввода мощностей АЭС использовалась в качестве входного параметра, который подбирался таким образом, чтобы производство электроэнергии на АЭС достигло к концу века 75% от ожидаемого общего спроса. Возможно, последнее предположение является завышенным, но для целей оценки реализуемости крупномасштабной ядерной энергетики это не столь существенно.

В описанных моделях не накладываются ограничения на требуемые ресурсы природного урана. Этот вопрос рассматривается как чисто экономический. Мы использовали имеющиеся оценки ресурсов природного урана² в сопоставлении с ожидаемой стоимостью его извлечения. Эти оценки охватывают диапазон до 0.7 млн.т и до 130 \$/kg. На Рис. 4 показана линейная экстраполяция с учетом так называемых оцененных ресурсов и далее, вплоть до пересечения с постоянной (и весьма приблизительной) величиной в 300 \$/kg, принятой для стоимости извлечения неограниченных ресурсов урана из морской воды⁴. Эти данные должны рассматриваться в качестве сглаженной долгосрочной перспективы, не подверженной кратковременным флуктуациям рынка.

5.3. Сценарии развития

С учетом указанных исходных предпосылок были исследованы 4 сценария развития, представленные в Табл. 1. Все они учитывают реальную предысторию развития ядерной энергетики России на базе реакторов РБМК и ВВЭР-II и соответствующие

времена их вывода из эксплуатации (с учетом продления). Первые 3 сценария показывают перспективы существующей ядерной энергетики в традиционной структуре, с вводом новых мощностей ВВЭР III и IV поколения. Базовый Сценарий 1 использует известный подход⁵ с неограниченным потреблением природного урана и открытым ЯТЦ, в котором ОЯТ (с использованием урана менее 1%) рассматривается, как бесполезные отходы. Здесь закладывается эволюционное повышение выгорания топлива с 40 до 70 ГВт*сут/т в период между 2010 и 2030 гг.

Сценарий 2 предполагает полную переработку ОЯТ ВВЭР с извлечением плутония и использование последнего в однократном цикле МОКС-топлива тех же реакторов. Регенерат урана и ОЯТ МОКС идут в отходы. Этот сценарий дает экономию природного урана при том же производстве электроэнергии и обеспечивает непрерывное уничтожение плутония, хотя значительные его количества постоянно циркулируют в топливном цикле.

Сценарий 3 аналогичен предыдущему, но предполагает использование регенерата урана путем дообогащения. Тем самым достигается дополнительная экономия природного урана.

Сценарий 4 представляет возможности, связанные с внедрением новой технологии, описанной в разделе 3. Здесь рассматривается традиционная переработка ОЯТ ВВЭР вместе с новой технологией переработки ОЯТ БРЕСТ. Реакторы БРЕСТ используют 4 вида топлива: один – на основе плутония, извлеченного из ОЯТ ВВЭР и смешанного с регенератом урана, другой – смесь того же плутония со слабообогащенным ураном (по аналогии с МОХ эта смесь названа здесь MXN, что означает смешанные нитриды), третий – на основе обогащенного урана без добавления плутония и четвертый – собственное регенерированное топливо равновесного состава. В этом сценарии накладываются требования конечного обнуления запасов ОЯТ, плутония и регенерата урана.

Табл. 1. Исследуемые сценарии

Название	Типы новых АЭС	ЯТЦ	Топливо	Выгорание, ГВт*сут/т
Сценарий 1	ВВЭР III-IV	Открытый	Свежий U	40-70
Сценарий 2	ВВЭР III-IV	Полная перераб., Pu – один цикл	Свежий U МОХ	40-70 50-70
Сценарий 3	ВВЭР III-IV	Полная перераб., U рецикл. с обог. Pu – один цикл,	Свежий U + recycled MOX	40-70 50-70
Сценарий 4	ВВЭР III-IV БРЕСТ	Полная перераб., полный рецикл	Свежий U Свежий U MXN (Pu+U _{5%}) Pu & U _{igr} БРЕСТ-Rgr	40-50 74-140 74-140 74-140 74-140

Во всех сценариях предполагается эволюционный рост КИУМ до 90% к 2030 г.

5.4. Критерии оценки сценариев и исходные данные

Для сравнения описанных сценариев развития ядерной энергетики использовались следующие 3 основных критерия.

- Критерий безопасности энергоснабжения и адекватности природных ресурсов может быть оценен количественно путем сравнения полного потребления природного урана, достигаемого уровня потребления топлива и структуры установившегося топливного баланса, степени его самодостаточности.
- Критерий потенциальной опасности радиоактивных отходов оценивается по количеству хранимого ОЯТ и высокоактивных отходов (ВАО), причем в последних особо выделяются наиболее опасные долгоживущие актиниды (U, Pu и «минорные актиниды»: Np, Am, Cm).
- В качестве экономического критерия рассчитывается тариф безубыточности производимой электроэнергии. Здесь мы использовали известный подход, отражающий интересы страны в целом и игнорирующий такие показатели, как региональная привязка, налоги, инфляция, прибыль отдельных компаний и способы финансирования. Этот подход обычно используется правительственными и международными организациями⁶. В наших моделях тариф безубыточности учитывает, с одной стороны, все затраты развивающейся системы (в постоянных ценах 2003 г.) в пределах рассматриваемого временного интервала с 2008 по 2100 гг., в том числе капитальные затраты на ввод новых АЭС, эксплуатационные затраты (без топливных) всех АЭС, их топливные затраты, включая стоимость природного урана, возрастающую по мере выработки его ресурсов, затраты на обогащение урана и изготовление топлива, переработку ОЯТ, хранение делящихся материалов и отходов и окончательное захоронение последних. С другой стороны, учитывается возрастающая выработка электроэнергии. Суммарная выработка и суммарные затраты подсчитываются с применением операции дисконтирования, то есть определяются их значения, приведенные к стартовому году анализа -2008. Норма дисконта принята равной 5%, что соответствует большой продолжительности рассматриваемого временного интервала. Для настройки таких текущих параметров системы, как доли потребления различных видов топлива, использовали инструменты оптимизации, минимизируя полные приведенные затраты Системы.

Помимо упомянутых выше исходных предпосылок, были использованы следующие исходные данные, указанные в Табл. 2.

Табл. 2. Исходные данные, относящиеся к строительству АЭС

Тип реактора	Номинальные уд.капзатраты, \$/кВт	КЗ на продление службы, \$/кВт	КЗ на вывод из экспл., \$/кВт	Срок службы (с продл.), лет	Уд. экспл. затраты, \$/кВт/год
РБМК		240	340	45	63.7
ВВЭР-II		240	340	45	63.7
ВВЭР-III-IV	1700		340	50	63.7
БРЕСТ	950		240	60	44.9

Табл. 2 (продолжение). Удельные затраты ЯТЦ

Тип реактора	Работа раздел., \$/ЕРР	Изгот. U-топл., \$/кг	Переработка \$/кг	Изгот.топл. МОХ/БР, \$/кг	Хран.+ захор.ОЯТ, \$/кг	Хран.+ захор.ВАО., \$/кг
ТР	80	250	800	1000	530	72
БР	80	300	800	1000	530	72

Номинальные удельные капзатраты для АЭС с ТР были приняты на уровне, оцененном в недавнем отчете Европейской международной группы⁶. Для АЭС с реакторами БРЕСТ мы использовали данные конструкторских проработок нашего института. Удельные капзатраты на продление срока службы и на вывод из эксплуатации задавались в процентном отношении к номинальным капзатратам на строительство (15% и 20% соответственно). Среднее значение удельных эксплуатационных затрат (на кВт установленной мощности) для АЭС с ТР было взято по данным⁶, а для АЭС с реакторами БРЕСТ эта величина была уменьшена в пропорции к удельным капитальным затратам.

Стоимость свежего уранового топлива определялась с использованием средних удельных затрат на изготовление и работу деления при обогащении из отчета⁷. Начальное обогащение топлива ТР определялось с учетом эволюционного изменения глубины выгорания в каждом сценарии, как показано в Табл. 1. Для реакторов БРЕСТ, работающих на топливе равновесного состава, в котором содержание делящихся изотопов практически не меняется с глубиной выгорания, начальное обогащение уранового топлива принималось постоянным (15%), при этом сочли возможным игнорировать переходный период от первой загрузки свежего топлива до установления равновесия. Данные, относящиеся к переработке ОЯТ, изготовлению топлива БР и МОКС для ТР, а также хранению и захоронению ОЯТ и ВАО, тоже брали из отчета⁷.

6. Результаты анализа

На Рис. 5 и Рис. 6 показана эволюция структуры установленных мощностей АЭС для всех рассмотренных сценариев, которая соответствует заданному производству электроэнергии, показанному на Рис. 3. Существующие АЭС с реакторами РБМК и ВВЭР II поколения выводятся из эксплуатации к 2035-2040 гг. В Сценариях 1-3 АЭС с ВВЭР новых поколений (III+) вводятся с темпом, обеспечивающим необходимый уровень установленных мощностей. В рамках Сценария 4 ввод этих АЭС предусмотрен в соответствии с существующим планом до 2030 г. Дальнейший же рост обеспечивается только реакторами БРЕСТ, так что к 2080 г. все АЭС с ВВЭР выводятся из эксплуатации (Рис. 6). К концу века установленная мощность АЭС достигает 400 ГВт, что соответствует покрытию 77% общей ожидаемой потребности в электроэнергии.

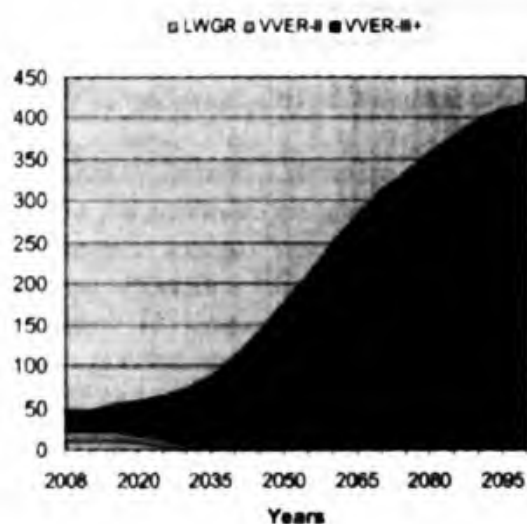


Рис. 5
Установленные мощности АЭС
(Сценарии 1-3)

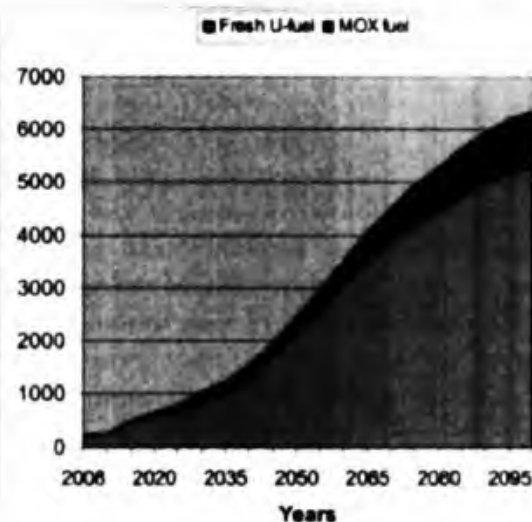


Рис. 7
Потребление топлива ВВЭР, т/год
(Сценарии 2,3)

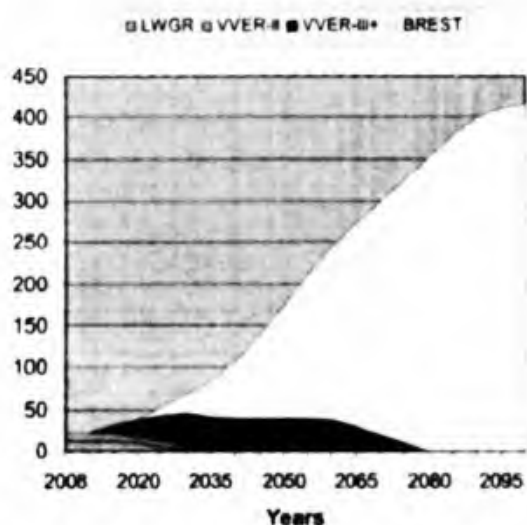


Рис. 6
Установленные мощности АЭС
(Сценарий 4)

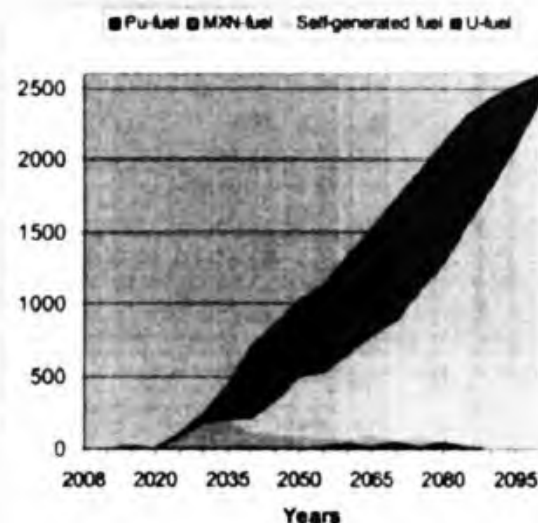


Рис. 8
Потребление топлива БРЕСТ, т/год
(Сценарий 4)

Чтобы обеспечить необходимую выработку электроэнергии, АЭС с ВВЭР в Сценариях 1-3 должны будут к концу века потреблять свыше 6000 т топлива в год. Однако если в Сценарии 1 это количество целиком обеспечивается природным ураном, два других сценария позволяют снизить эту потребность путем использования МОКС-топлива, как показано на Рис. 7. При вытеснении тепловых реакторов в Сценарии 4 потребление топлива будет определяться быстрыми реакторами, и к 2100 г. его потребуется около 2500 т/год (Рис. 8). Представленная структура потребления различных видов топлива соответствует полному использованию плутония, получаемого при переработке ОЯТ ВВЭР (пока она существует), полному рециклингу ОЯТ БРЕСТ (с удалением продуктов деления) и одновременному использованию обогащенного урана для запуска большого количества реакторов БРЕСТ. Важной

особенностью этого сценария, как отчетливо видно из Рис. 8, является тот факт, что созданная крупномасштабная ядерная энергетика к концу века готова продолжать свою работу на собственном регенерированном топливе.

Топливный баланс Системы в терминах потребления природного урана и требуемой работы разделения представлен на Рис. 9 и Рис. 10. Как видно, потребности базового Сценария 1 далеко превосходят разведанные запасы и оцененные дополнительные ресурсы России. Сценарий 2 за счет использования МОКС-топлива дает здесь примерно 15% экономии, а Сценарий 3 (с использованием как МОКС-топлива, так и дообогащения регенерата урана) позволяет сэкономить еще 12%. Тем не менее требования к ресурсам урана во всех этих сценариях представляются чрезмерно высокими по критерию безопасности энергоснабжения. И еще хуже - это то, что годовая потребность в уране продолжает непрерывно расти с развитием Системы. В противоположность этому, кривая для Сценария 4 показывает явную тенденцию к насыщению, и общая потребность остается в разумной близости к упомянутым прогнозируемым ресурсам.

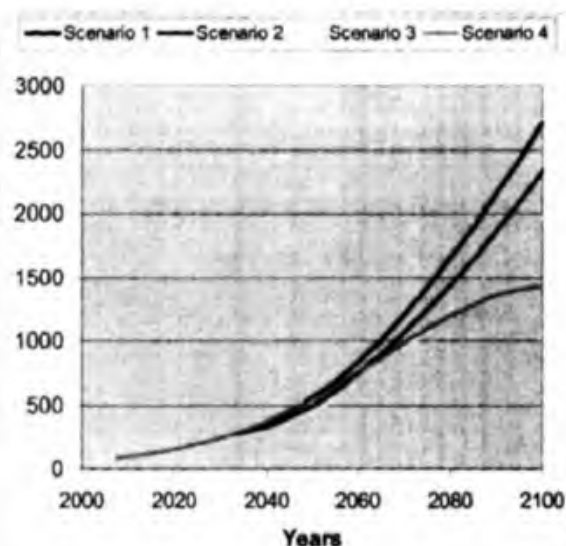


Рис. 9
Полное потребление урана, кг

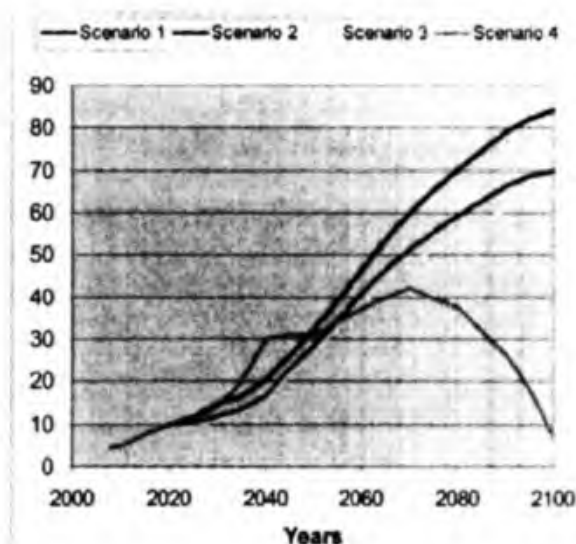


Рис. 10.
Требуемая работа разделения,
МЕРР/год

Что касается потребностей в работе разделения, для Сценариев 1-3 они в 3-4 раза превышают существующие мощности России (~20 МЕРР), тогда как Сценарий 4 позволяет ограничиться лишь их удвоением, причем к концу века надобность в этих мощностях снижается, и они могут быть переведены на работу по оказанию экспортных услуг.

Сравнение данных по хвостовой части ЯТЦ для рассматриваемых сценариев, важных с точки зрения критерия потенциальной опасности, представлено на Рис. 11-Рис. 14.

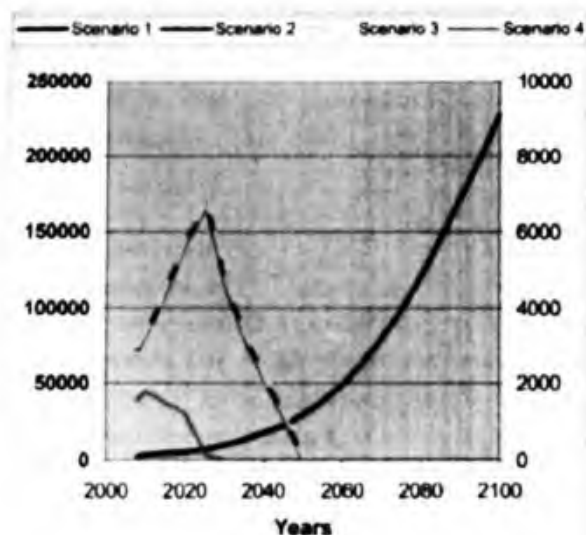


Рис. 11.
Полное количество ОЯТ ВВЭР, т.

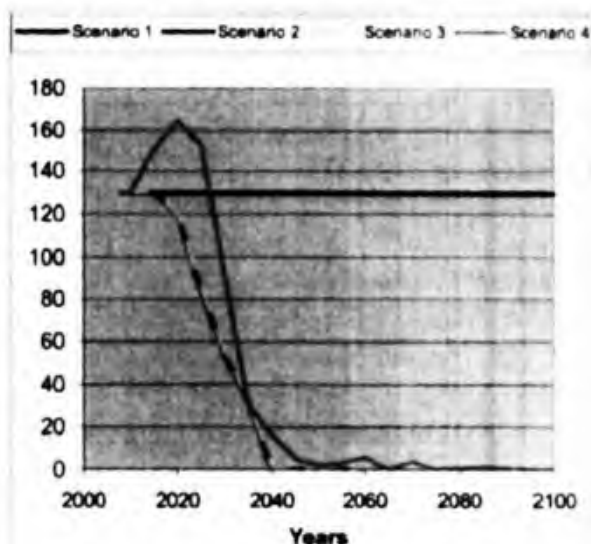


Рис. 12
Хранимый плутоний, т.

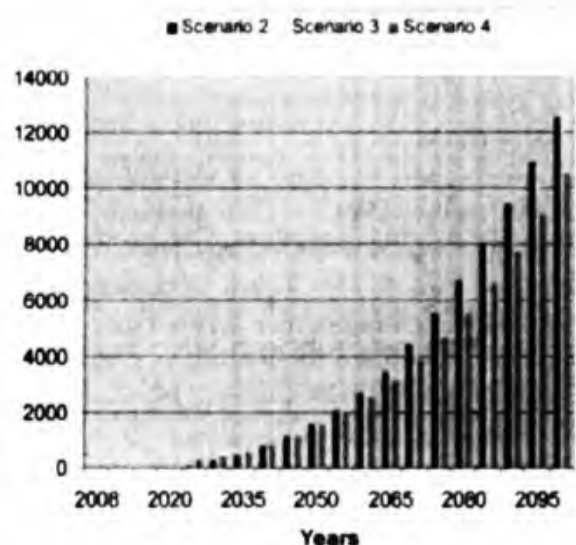


Рис. 13
ВАО без актинидов, т

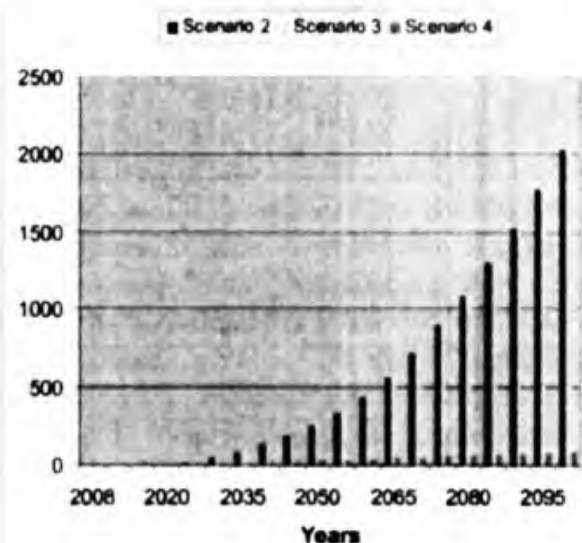


Рис. 14
Актиниды в ВАО, т.

Рис. 11 демонстрирует огромную разницу в количестве неиспользуемого ОЯТ ВВЭР между базовым Сценарием 1 (около 230000 т) и всеми прочими. Здесь пришлось использовать две оси Y с разными масштабами, чтобы добиться удобного изображения кривых на графике. Во всех остальных сценариях переработка ОЯТ позволяет избавиться от этого опасного продукта. Следует заметить, впрочем, что в Сценарии 2 количество остающегося неиспользованным регенерата урана близко к упомянутому количеству ОЯТ в Сценарии 1. Плутоний, извлекаемый из ОЯТ ВВЭР, является наиболее опасным продуктом с точки зрения поддержания режима нераспространения. Как видно из Рис. 12, в Сценарии 1 его количество остается постоянным (равным произвольно выбранному начальному запасу), но в конечном итоге он должен быть так или иначе окончательно захоронен. В остальных 3-х сценариях к середине века

обеспечивается обнуление запасов плутония на складах, хотя в Сценариях 2 и 3 он будет во все возрастающих количествах извлекаться из ОЯТ ВВЭР и использоваться в составе МОКС-топлива. Только в Сценарии 4 использование чистого плутония полностью прекращается с выводом из эксплуатации ТР (см. Рис. 6) и окончанием переработки их ОЯТ.

Высокоактивные отходы, выделяемые при переработке ОЯТ (за исключением Сценария 1) представлены, главным образом, продуктами деления. Их количество зависит только от произведенной тепловой энергии и одинаково для Сценариев 2 и 3 (Рис. 13), около 5% от упомянутого выше количества ОЯТ в Сценарии 1. В Сценарии 4 основной объем производства электроэнергии приходится на реакторы БРЕСТ, которые обеспечивают более высокий к.п.д. преобразования тепловой энергии в электрическую. Таким образом, при той же выработке электроэнергии они используют меньше энергии от реакции деления и производят меньше ВАО. Сценарий 4 отличается от предыдущих двух и «качеством» ВАО. На Рис. 14 показаны количества наиболее опасных долгоживущих актинидов в составе ВАО. Они включают остаточные количества основных ингредиентов топлива, урана и плутония, а также появляющиеся при облучении в реакторе минорные актиниды (Np, Am, Cm). Здесь существует большая разница между традиционной переработкой ОЯТ ВВЭР и новой технологией БРЕСТ. В первой выделяется чистый плутоний, тогда как минорные актиниды уходят в ВАО, а во второй они остаются в регенерированном топливе. Рис. 14 служит наглядным подтверждением принципа, сформулированного в³ и уже цитированного в разделе 3: «От чистого топлива и грязных отходов к грязному топливу и чистым отходам».

Экономические показатели 4-х сценариев суммированы на Рис. 15, где сравниваются тарифы безубыточности (ТБ) на производимую электроэнергию. Для первых трех сценариев они очень близки. Сценарий 2 имеет преимущество перед Сценарием 1, так как в нем потребление природного урана меньше (см. Рис. 9), но в нем используется более дорогое МОКС-топливо. В результате здесь ТБ оказывается чуть хуже. В Сценарии 3 тоже приходится платить за дорогое МОКС-топливо, но экономия урана за счет использования регенерата для дообогащения здесь больше, и он оказывается чуть лучше, чем два предыдущих. Эффект от внедрения новой технологии быстрых реакторов виден из сравнения первых трех сценариев с четвертым. Последний демонстрирует явное преимущество над системой с одними тепловыми реакторами, поскольку потребление урана здесь существенно ниже (см. Рис. 9), а дорогие ВВЭР в конечном итоге вытесняются более дешевыми реакторами БРЕСТ. Заметим, что здесь к концу века, когда темп роста созданной системы БР замедляется и она переходит на самообеспечение по топливу, инвестиционная и топливная составляющие стоимости вырабатываемой электроэнергии снижаются, и ее полная стоимость приближается к 1 ц/кВтч.

Суммируя обсуждение полученных результатов с точки зрения принятых критериев оценки (безопасность топливоснабжения, потенциальная опасность отходов и экономика), мы можем утверждать, что внедрение новой технологии быстрых реакторов, представленное в Сценарии 4, с очевидностью является предпочтительным. Это единственный практический путь к созданию действительно крупномасштабной ядерной энергетики. Мы уверены, что перспективы внедрения этой новой технологии в глобальном масштабе заслуживают должного внимания ответственных правительств и международных организаций.

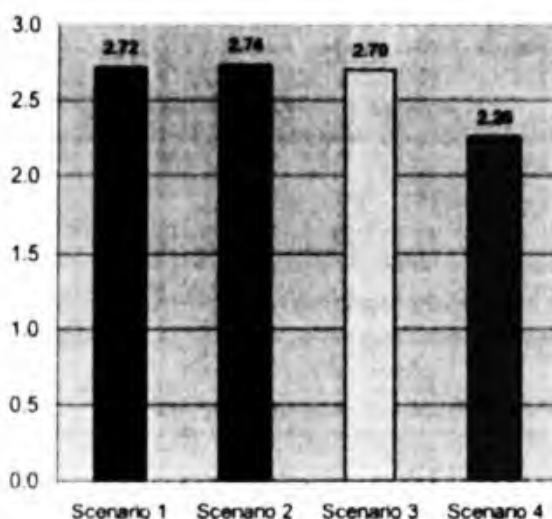


Рис. 15. Тарифы безубыточности, цент/кВтч

7. Заключение

Данная работа вновь обращает внимание на фундаментальные положения стратегии долговременного развития ядерной энергетики с использованием нового поколения реакторов на быстрых нейтронах, обладающих естественной безопасностью, экономически привлекательных и использующих топливный цикл с технологической поддержкой режима нераспространения и минимальным количеством высокоактивных отходов, при котором появляется реальная возможность осуществления принципа экологически эквивалентного захоронения^{3,2}.

Новый инструмент для аналитических исследований, недавно разработанный в НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала, - Универсальная Системная Модель (УСМ-1), был использован для анализа нескольких сценариев (включая базирующиеся на традиционной технологии) развития крупномасштабной ядерной энергетики в России в текущем столетии, с учетом требуемых ресурсов природного урана. Для сравнения сценариев использовались 3 критерия: безопасность топливоснабжения (в терминах полной потребности в уране и перспективы поддержания топливного баланса), потенциальная опасность радиоактивных отходов и тариф безубыточности на вырабатываемую электроэнергию. Выявлено несомненное преимущество сценария с широким внедрением новой технологии быстрых реакторов.

Авторы уверены, что перспективы внедрения этой новой технологии заслуживают должного внимания ответственных правительств и международных организаций.

Литература

¹ E. Fermi. Discussion on Breeding (1944). In "Enrico Fermi. Scientific Works", "Nauka", Moscow (1972) (In Russian).

² White Book of Nuclear Power. Ministry of the Russian Federation for Atomic Energy, Moscow, 2001.

³ Стратегия развития Атомной энергетики России в первой половине XXI века. Министерство Российской Федерации по атомной энергии. Москва, 2000.

⁴ Ядерный топливный цикл за рубежом в 2003-2004 гг.. Обзор ЦНИИАТОМИНФОРМ, Москва, 2004.

Традиционно директивные документы по энергетическим перспективам в СССР слабо учитывали предложения отрасли, возможно, из-за столь же традиционно низкого уровня участия её представителей в соответствующих коллективах. Интеграция даже утверждённых Правительством программ АЭ не всегда реализовывалась в общих энергетических программах. Поэтому существенным результатом является полная имплементация Стратегии ЯЭ на первую половину XXI века в Энергетическую стратегию на период до 2020 года, утверждённую Распоряжением Правительства от 28 августа 2003 г. № 1234-р.

ТЭК России: Энергетическая стратегия России на период до 2020 года

СОСТАВ Редакционной комиссии и рабочих групп по доработке Энергетической стратегии России на период до 2020 года

Юсуфов И.Х.	– Министр энергетики Российской Федерации (председатель)
Фортов В.Е.	– вице-президент РАН (заместитель председателя)
Шаронов А.В.	– заместитель Министра экономического развития и торговли Российской Федерации (заместитель председателя)
Яновский А.Б.	– заместитель Министра энергетики Российской Федерации (заместитель председателя)
Аганбегян А.Г.	– академик РАН
Адамов Е.О.	– советник Председателя Правительства Российской Федерации
Александров Ю.А.	– и.о. начальника отдела РАО «ЕЭС России»
Бариннов В.А.	– заведующий отделением ЭНИИ им. Г.М. Кржижановского
Барон Ю.Л.	– заведующий лабораторией ИГД им. А.А. Скочинского
Басинев К.С.	– заведующий кафедрой ГАНГ
Белоусов А.Р.	– директор Центра макроэкономического анализа и краткосрочного прогнозирования ИМП РАН
Беляков А.С.	– председатель Комитета по природным ресурсам и природопользованию Государственной Думы Российской Федерации
Бобылев А.В.	– первый заместитель начальника Департамента РАО «ЕЭС России»
Богданчиков С.М.	– президент ОАО «НК «Роснефть»
Бодягин И.В.	– руководитель Департамента Минэкономразвития России
Большов Л.А.	– директор ИБРАЗ РАН
Бушуев В.В.	– директор Института энергетической стратегии Минэнерго России;
Вартазарова Л.С.	– первый заместитель генерального директора информационного агентства «Маркетинг и консалтинг»
Верзилов М.И.	– заместитель директора ИГД им. А.А. Скочинского
Волков В.Т.	– начальник управления НП «Горнопромышленники России»
Волков Э.П.	– директор ЭНИИ им. Г.М. Кржижановского
Воронин В.П.	– заместитель Председателя Правления РАО «ЕЭС России»
Воропай Н.И.	– директор Института систем энергетики им. Мелентьева СО РАН
Воскобойник М.П.	– главный научный сотрудник ИНЭИ РАН
Гавриленков Е.Е.	– главный экономист ИК «Тройка-Диалог»
Голомолзин А.Н.	– заместитель Министра Российской Федерации по антимонопольной политике и поддержке предпринимательства
Данилов-Данильян А.В.	– начальник Экономического управления Администрации Президента Российской Федерации
Дмитриевский А.Н.	– директор Института проблем нефти и газа РАН
Ивантер В.В.	– директор ИМП РАН
Катренко В.С.	– председатель Комитета по энергетике, транспорту и связи Государственной Думы Российской Федерации
Карякин Д.Б.	– руководитель Департамента Министерства Российской Федерации по антимонопольной политике и поддержке предпринимательства
Конторович А.Э.	– директор Института геологии нефти и газа СО РАН
Корнеев В.С.	– вице-президент ОАО «Энергомашэкспорт – Силовые машины»
Костюк В.В.	– академик РАН
Кравченко В.М.	– руководитель Департамента Минэкономразвития России
Куранов Г.О.	– руководитель Департамента Минэкономразвития России
Лавров С.Н.	– и.о. генерального директора Бюро экономического анализа
Львов Д.С.	– академик РАН
Макаров А.А.	– директор ИНЭИ РАН

Особенностью этого документа является задание на опережающее развитие генерирующих мощностей по производству электроэнергии на базе ЯЭ и впервые поставленная задача по активному использованию ядерной энергии в теплогенерации.

Тепло от АЭС традиционно использовалось для отопления промплощадок, прилегающих поселков или, как в Томске, расположенных даже на достаточно большом удалении городов. Отбор тепла от турбин был технологически необходим, а то, что его использовали в практических целях, улучшало экономику. Впервые задача по ядерному теплоснабжению была поставлена в конце 1970-х, начале 1980-х годов. В ряде проектов ВТГР, так или иначе, рассматривались варианты передачи тепла на дальние расстояния. Наконец, два блока АСТ начали, ещё в СССР, строиться. В разной степени готовности, этот задел достался уже новой областной власти, поскольку власти российской в начале 1990-х было не до проблем коммунального отопления. Став затем жертвами политических игр, как в Нижнем, или антиядерной истерии, как в Воронеже.

АСТ делали из ВВЭРов в условиях деформированной экономики, при которой могли пренебрегать оптимизационными подходами. Очевидно, что когенерация электричества и тепла должна привести к большей экономической эффективности. Именно такие проекты мы рассматривали в НИКИЭТ применительно, например, к Архангельску, ориентируясь на блоки (ВК-300) мощностью около 300 МВт.

СТРАТЕГИЯ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ И ЕЕ РОЛЬ В РЕШЕНИИ ТЕПЛОФИКАЦИОННЫХ ЗАДАЧ

Е.О. Адамов, Ю.Н. Кузнецов

ФГУП НИКИЭТ им. Н.А. Доллежале, Москва, 101000, а/я 788

Реферат. В статье рассмотрены основные задачи развития атомной энергетики России на современном этапе и на перспективу на основе базовых документов, утвержденных Правительством Российской Федерации в период 2000-2006 гг. Показано, что развитие атомного энергопромышленного комплекса для обеспечения геополитических интересов и энергетической безопасности России возможно лишь при решении комплекса задач, одной из которых является переход к инновационным технологиям атомной энергетики на основе быстрых реакторов с замкнутым топливным циклом. Энергетической стратегией России на период до 2020 г. предусматривается активное внедрение атомных энергоисточников в коммунальное теплоснабжение. Специалисты НИКИЭТ совместно с рядом других российских предприятий и региональными администрациями, проработали условия и конкретные варианты реализации последовательного внедрения атомных энергоисточников в сектор теплофикации. Представлены результаты разработки специально ориентированной для теплофикационных энергоблоков реакторной установки ВК-300 с инновационным пассивным кипящим реактором.

1. СТРАТЕГИЯ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ – ОСНОВНЫЕ ЗАДАЧИ

В мае 2000 г. Правительством Российской Федерации была одобрена «Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века» [1]. При разработке документа, определяющего долгосрочную программу развития атомной отрасли страны, был принят во внимание рост мировых и

российских потребностей в топливе и энергии при ресурсных и экологических ограничениях традиционной энергетики, основанной на сжигании органического сырья.

Стратегия предусматривала двухэтапное развитие ядерной энергетики, где на 1-м этапе реализуется программа строительства энергоблоков на тепловых реакторах с переходом на 2-м этапе к крупномасштабной ЯЭ на основе быстрых реакторов с замыканием топливного цикла, овладением практически неисчерпаемыми ресурсами дешевого уранового (или ториевого) топлива и замещением в топливно-энергетическом балансе значительной части традиционной энергетики на ископаемом топливе.

В Стратегии был предложен вариант развития ядерной энергетики России до 2020 г. (табл. 1), который базировался на следующих положениях:

- резервы урана и промышленной инфраструктуры ядерной энергетики еще с советских времен были достаточны для 4-кратного увеличения мощностей АЭС;
- существует очевидная диспропорция в использовании газа в электроэнергетике (более 60 % в общем балансе, около 80 % в европейской части), которая подрывает допустимый уровень энергетической безопасности и фактически является для страны «газовой ловушкой»;
- сокращение сжигания газа в электро- и теплоэнергетике и высвобождение его для экспорта по ценам, существенно превышающим внутренние.

Таблица 1. Основные задачи и показатели роста ядерной энергетики России на период до 2020 г.

Повышение КИУМ	до 80–85%
Продление назначенного срока службы действующих атомных энергоблоков	до 40–50 лет (дополнительно более 2500 млрд. кВт·ч электроэнергии)
Вывод из эксплуатации до 2020 г. атомных энергоблоков общей мощностью	5,76 ГВт
Установленные мощности АЭС: 2005 г. 2010 г. 2020 г. (с учетом АТЭЦ) В том числе рост установленной мощности АЭС: до 2010 г. до 2020 г.	до 26,2 ГВт (энерговыработка ~174 млрд. кВт·ч) до 32,0 ГВт (энерговыработка ~224 млрд. кВт·ч) до 52,6 ГВт (энерговыработка ~360 млрд. кВт·ч и 7,8 млн. Гкал/год) на 10,8 ГВт, включая: • 5,0 ГВт – достройка атомных энергоблоков • 5,8 ГВт – новое строительство атомных энергоблоков на 26,2 ГВт, включая: • 6,0 ГВт – ввод для замещения атомных энергоблоков • 20,2 ГВт – новое строительство энергоблоков АЭС и АТЭЦ
Увеличение доли атомной энергетики в общей энерговыработке России	до 25 %

Переработка топлива и его повторное использование в тепловых реакторах способны лишь на 15-20% увеличить общую энерговыработку.

Переход к использованию реакторов на быстрых нейтронах при замыкании топливного цикла, позволяет ядерной энергетике (рис. 3) принять на себя весь требуемый прирост электропроизводства в течение ближайших десятилетий, а затем и вообще снять ограничения по сырьевым ресурсам благодаря воспроизводству топлива. Очевидно, что при этом значительно облегчается выполнение требований Киотского протокола и стабилизируются на заранее заданном уровне выбросы парниковых газов, связанные с электроэнергетикой.

Разработанные технологии удаления высокоактивных отходов с размещением их в геологических формациях не снимают проблему обоснования безопасности хранилищ РАО и облученного топлива на геологически значимые периоды времени. С переходом к замыканию топливного цикла за счет трансмутации минорных актинидов и долгоживущих продуктов деления [7], при высокой степени очистки РАО от этих нуклидов, возникает возможность реализации радиационно-эквивалентного обращения ядерных материалов, иллюстрируемая рис. 4.

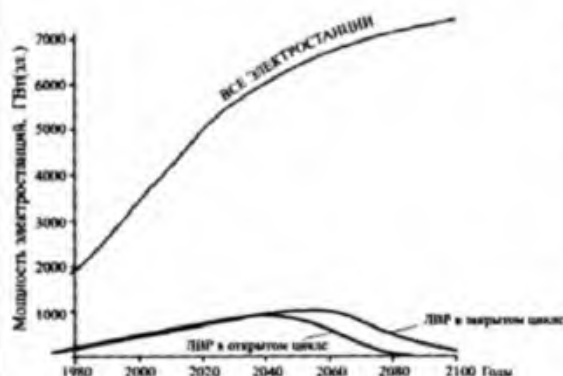


Рис. 2. Ориентировочный сценарий роста ядерных мощностей (без быстрых реакторов)

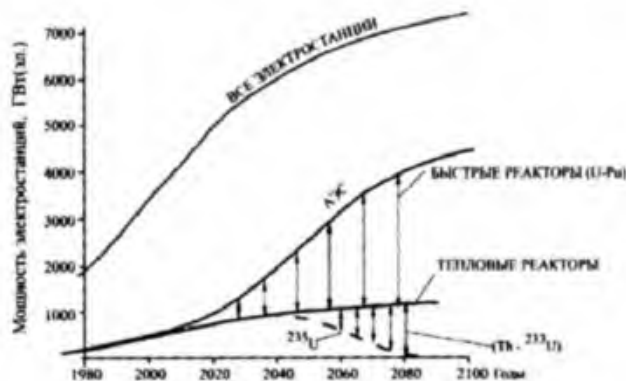
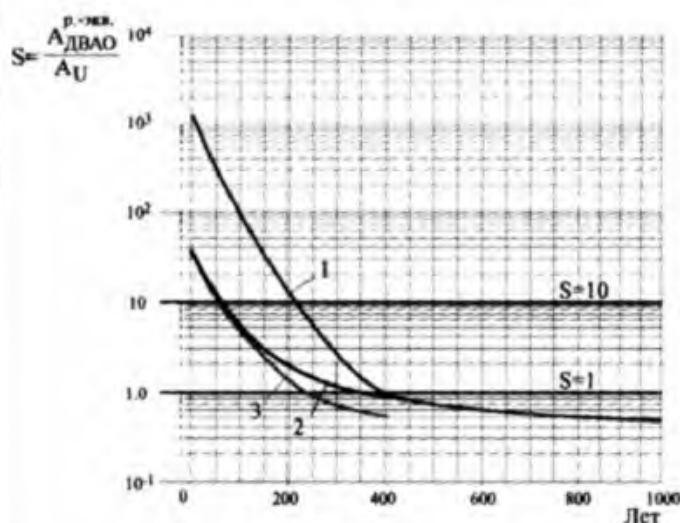


Рис. 3. Ориентировочный сценарий роста ядерных мощностей, включая быстрые реакторы



Радиационный баланс без учета ($S = 1$) и с учетом миграции нуклидов ($S = 10$), в зависимости от времени длительной контролируемой выдержки долгоживущих высокоактивных отходов (ДВАО) с долей в отходах, %:

Кривая	Доля, идущая в отходы, %				
	Sr	Cs	U	Pu	Np+Am+Cm
1	10	15	0,05	0,1	0,1
2	0,1	1	0,05	0,1	0,1
3	0,1	1	0,01	0,01	0,1

Рис. 4. Радиационная эквивалентность топливного цикла крупномасштабной ядерной энергетики

Как видно из представленных на рис. 4 расчетов, при реализации топливного цикла нового типа, уже через 200 лет суммарная радиоактивность ядерных отходов будет выравниваться с исходной радиоактивностью рудного сырья. Для общественного сознания довод о возможности существования ядерной энергетики, не меняющей природную радиоактивность Земли, более привлекателен, чем самые убедительные доказательства безопасности хранилищ РАО на сотни тысяч лет.

Действовавший с 1970 г. Договор о нераспространении не сумел предотвратить появление новых государств, владеющих ядерным оружием. Возможность отказа от коротких времен удвоения и исключение уранового blankets, переход к топливу равновесного состава в быстрых реакторах с $K_{BA} \approx 1$ и постепенный отказ от технологий обогащения урана для ядерной энергетики создают необходимые предпосылки для технологической поддержки режима нераспространения. Технология переработки топлива должна исключать возможность её использования для выделения Pu, ^{235}U или ^{233}U . В этом случае она сводится в основном к очистке топлива от ПД с остатком 1-10 %.

Разработка технологии быстрых реакторов естественной безопасности представляется наиболее эффективным путем утилизации Pu , накапливаемого в ОЯТ современных энергетических реакторов, с переводом его из бассейнов выдержки в наиболее защищенные условия реакторов и производства топливного цикла. Поскольку есть основания предполагать, что технология окажется привлекательной по экономике, безопасности и РАО, заинтересованные страны смогут постепенно замещать ею тепловые реакторы с обогащенным ураном, закрывая легальный канал распространения оружейных материалов.

Размещение производств топливного цикла на площадках АЭС позволит исключить транспорт ядерных материалов на большие расстояния и снизить опасность несанкционированного доступа к ним.

Быстрые реакторы и замкнутый топливный цикл, при последовательной реализации принципов естественной безопасности, открывают возможность обеспечения экономической конкурентоспособности ядерной энергетики.

Можно отметить, что Инициатива Президента Российской Федерации В.В. Путина, выдвинутая на Саммите тысячелетия в ООН в Нью-Йорке 6 сентября 2000 г. [8], по сути, явилась политическим выводом из научно-технического анализа состояния мировой ядерной энергетики в тесной связи с вышеобозначенными проблемами.

Если рассматривать переход к крупномасштабной ядерной энергетике, то, очевидно, что ее основой должны быть реакторы на быстрых нейтронах. Успешное решение задачи управляемого термоядерного синтеза только расширит возможности ядерной энергетики в удовлетворении постоянно растущих мировых энергетических запросов. Обусловленное указанными мотивами развитие ядерной энергетики, одновременно решает задачу сохранения запасов органических ресурсов для внеэнергетического использования будущими поколениями и снижает возможное негативное влияние парникового эффекта.

Энергетическая стратегия России на период до 2020 года, утвержденная в 2003 г., приняла темп развития ядерной энергетики, превосходящий темпы развития других энергоисточников. Кроме этого, впервые предусматривается активное внедрение ядерных энергоисточников в коммунальное теплоснабжение.

2. ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА И РЕШЕНИЕ ТЕПЛОФИКАЦИОННЫХ ЗАДАЧ

Энергетическая стратегия России на период до 2020 года определяет теплоснабжение как наиболее социально значимый и топливемкий (более 40% ТЭР) сектор экономики, важнейший приоритет государственной экономической и энергетической политики.

Системы централизованного теплоснабжения обеспечивают в России теплоснабжение около 72 % всех потребителей тепла. В большинстве крупных (более 100 тыс. чел.) городов, централизованным теплоснабжением обеспечено до 70-95% жилого фонда [2].

Крупнейшим производителем тепла для систем централизованного теплоснабжения в промышленных масштабах является РАО «ЕС России» (почти 50% всего производимого централизованного тепла в стране). При этом на тепловых электростанциях вырабатывается более 90% общего количества тепла, крупными районными котельными около 9%, электробойлерами до 1%.

Подавляющая доля тепла на электростанциях (82-85%) и до 40% электроэнергии производится в секторе теплофикации, т.е. наиболее эффективным способом при комбинированной выработке тепла и электроэнергии на теплоэлектроцентралях (ТЭЦ), что обеспечивает экономию топлива в стране в размере 20-25% в сравнении с вариантом раздельного производства обоих видов энергии на конденсационных ТЭС и в котельных.

Атомные энергоисточники, обладая существенными преимуществами, позволившими им успешно конкурировать в секторе электроэнергетики, могут и должны занять заметное место и в крупнейшем и развивающемся секторе отечественной энергетики – секторе теплофикации.

Энергетическая стратегия России на период до 2020 года ставит задачу обеспечить к 2020 году выработку теплофикационного тепла атомными энергоисточниками в объеме до 30 млн. Гкал/год, при современной выработке менее 3 млн. Гкал/год.

НИКИЭТ совместно с рядом других российских предприятий и региональными администрациями, проработал условия и конкретные варианты реализации последовательного внедрения атомных энергоисточников в сектор теплофикации.

Выполнен технико-экономический анализ для городов: Иваново, Ульяновск, Ярославль, Курган, Архангельск, Вятка, Комсомольск-на-Амуре, Мурманск, Тверь, Казань, Уфа, Ижевск, Хабаровск. Определены: характеристики существующих источников и систем ЦТС; уровни и структура тепловых нагрузок до 2020 г.; показатели работы оборудования на ТЭЦ, сроки вывода из эксплуатации; технические решения и объемы капиталовложений для модернизации ТЭЦ; уровни перспективных цен на органическое топливо и электроэнергию на розничном рынке; экологические факторы; перспективность сооружения АТЭЦ; коммерческая эффективность АТЭЦ при заданных на рассматриваемую перспективу исходных данных в соответствии с «Методическими рекомендациями по оценке эффективности инвестиционных проектов» (2-я редакция, 2000 г.).

Установлено, что до 2020 г. практически все ТЭЦ, работающие в рассмотренных городах, отработают установленный ресурс, морально устареют и потребуют замены путем установки на них нового

оборудования, или сооружения альтернативных источников производства тепловой энергии. Выполненный анализ позволил проранжировать все рассмотренные ТЭЦ по уровню их физического и морального износа и срокам выбытия из работы. Отмечены тенденции: существенного увеличения тарифов на электрическую и тепловую энергию, что определяется как ростом цен на все виды органического топлива, так и увеличением стоимости строительства тепловых электростанций на органическом топливе в связи с ужесточением требований к охране окружающей среды, и снижения уровня инфляции и, соответственно, нормы дисконта. Наиболее вероятным на перспективу 2020-2030 гг. представляется снижение нормы дисконта до уровня 5-6%.

Емкость рассмотренного рынка достаточна для сооружения более 34 атомных теплофикационных энергоблоков, в частности, с реакторной установкой ВК-300, имеющих установленную электрическую мощность $N_e=250$ МВт, а в теплофикационном режиме $N_e=180$ МВт и мощность по выработке теплофикационного тепла $Q = 400$ Гкал/ч. По совокупности технико-экономических и коммерческих показателей АТЭЦ с ВК-300 эффективны во всех рассмотренных городах (средняя окупаемость с учетом дисконта в среднем около 10 лет), что иллюстрируется таблицей 2.

Таблица 2. Показатели эффективности строительства АТЭЦ для теплоснабжения г. Тверь

Вариант	1	2	3	4	5	6
Тариф на электроэнергию ¹ , цент/кВт·ч	4,4	4,4	4,4	4,85	4,85	4,85
Тариф на тепло ² , долл./Гкал	25,9	25,9	25,9	29,6	29,6	29,6
Норма дисконта, %	5	8	10	5	8	10
ЧДД, млн долл.	1793	803	472	2135	999	618
ИДДЗ	1,96	1,62	1,44	2,09	1,74	1,55
ВНД, %	17	17	17	19	19	19
Срок окупаемости с учетом дисконта, лет	10	12	13	10	10	11
ИД	4,02	2,48	1,92	4,59	2,84	2,21

Дисконтированный приток денежных средств, млн долл.						
Выручка от реализации электроэнергии	2042	1173	869	2251	1293	958
Выручка от реализации тепла	1613	927	687	1844	1059	785
ИТОГО приток, млн долл.	3655	2100	1556	4094	2352	1744
Дисконтированный отток денежных средств, млн долл.						
Капитальные вложения (с учетом первой загрузки)	594	542	511	594	542	511
Эксплуатационные затраты (без амортизации)	444	256	190	444	256	190
Налоги	823	499	383	921	555	424
ИТОГО отток, млн долл.	1862	1297	1084	1959	1353	1126

¹ На шинах АТЭЦ

² В конце магистрали

ЧДД – чистый дисконтированный доход; ИДДЗ – индекс доходности дисконтированных затрат; ВНД – внутренняя норма доходности; ИД – индекс доходности инвестиций.

Если в качестве альтернативного энергоисточника рассмотреть ТЭЦ на природном газе, то оценки показывают, что даже при цене газа 60 \$/1000 м³ себестоимость отпускаемой от ТЭЦ электроэнергии будет в 1,42 раза, а себестоимость тепла в 1,67 раз больше, чем для АТЭЦ.

Результаты выполненного анализа позволяют сформулировать предложения к программе развития АТЭЦ. В рамках задач Энергетической стратегии России на период до 2020 года по совокупности различных факторов может быть предложено сооружение к 2020 году АТЭЦ в городах: Архангельск, Казань (по 4 блока), Воронеж, Иваново, Тверь, Ульяновск (по 2 блока).

Это позволит на 24 млрд. кВт·ч/год расширить участие атомных энергоисточников в базовой части графика электронагрузок за счет вытеснения ТЭЦ, занимающих основную (более 50% в Европейском регионе России) нишу в базовой части графика электронагрузок.

При этом обеспечивается вытеснение органического топлива к 2020 году до 16 млрд. куб. м. газа в год. Экспортный потенциал вытесненного за счет АТЭЦ газа при цене \$240 за 1000 м³ газа составит до 3,8 млрд. долл./год. Потенциал от продажи квот на выбросы углекислого газа даже при цене 10 долл. за тонну составит до 300 млн долл./год.

При соизмеримых капитальных вложениях и эксплуатационных затратах в условиях прогнозных цен (ИНЭИ РАН) на электроэнергию и тепло (электроэнергия 5 цент/кВт·ч, тепло 30 долл./Гкал) в европейской части России к 2020 году товарная продукция четырехблочной АТЭЦ с ВК-300 по сравнению с АЭС с ВВЭР-1000 будет на 60-70% больше.

Выполненный анализ позволяет прогнозировать целесообразность сооружения к 2030 году около 27 энергоблоков АТЭЦ с ВК-300. При этом обеспечивается суммарное вытеснение органического топлива к 2030 году за счет АТЭЦ до 43 млрд. куб. м. газа в год. Вышеприведенные результаты получены на основании технико-экономических характеристик атомных теплофикационных энергоблоков с РУ ВК-300.

Энергоблоки АТЭЦ должны удовлетворять специфичным требованиям, в том числе: мощность не более 200-300 МВт (э), повышенная безопасность – размещение АТЭЦ в непосредственной близости крупных городов, экономическая конкурентоспособность с современными АЭС и ТЭЦ, экологическая чистота, прозрачная, приемлемая для общественности доказательность соответствия вышеуказанным требованиям.

Сложность соответствия данным требованиям делает необходимой разработку реакторных установок, специально ориентированных на энергоблоки АТЭЦ. Основной проблемой при выборе концепции реакторной установки для АТЭЦ является обеспечение экономической конкурентоспособности при уровнях мощностей в несколько (5 и более) раз меньших, чем на АЭС и значительно более высоких (практически гарантированных) показателях безопасности.

Пути решения этой проблемы связаны с введением в конструкцию реакторной установки и энергоблока инноваций, эффективных на данных пониженных уровнях мощностей когенерационных энергоблоков.

Для реакторов с водой под давлением такие инновации связаны с применением интегральной компоновки реакторной установки, при которой все оборудование первого контура размещается внутри корпуса реактора. Пример – проект IRIS [9]. Этот путь может быть назван путем максимального усложнения конструкции реактора. Отсюда и его недостатки, связанные, в первую очередь, с проблемами эксплуатации реакторной установки.

Для кипящих реакторов на данном уровне мощностей введение инноваций связано с максимальным упрощением конструкции реакторной установки и энергоблока и максимальным использованием пассивности в работе реакторной установки и систем безопасности.

В НИКИЭТ совместно с рядом организаций отрасли по заказу отрасли разработана специально ориентированная для теплофикационных энергоблоков реакторная установка ВК-300 с инновационным пассивным кипящим реактором [10].

Инновационные кипящие реакторы рассматриваются многими компаниями мира в качестве реакторов будущего поколения (ESBWR – General Electric, США; SWR – Siemens, Германия; SSBWR – Toshiba, Япония). Такие реакторы по присущим им качествам в особенности подходят для энергоблоков АТЭЦ. Именно для них возможно применение ряда инновационных решений, позволяющих технически и экономически эффективно удовлетворить выше названным требованиям.

Последовательная реализация заложенных в проект реакторной установки ВК-300 и теплофикационного энергоблока принципов простоты конструкции и пассивности работы основного оборудования и систем, базирования на апробированных и освоенных промышленностью элементах оборудования, использования опыта разработки, сооружения и эксплуатации в мире более сотни энергоблоков с кипящими реакторами позволила в значительной мере удовлетворить специфичным требованиям, предъявляемым к энергоблокам АТЭЦ.

Реактор ВК-300 – одноконтурный с естественной циркуляцией теплоносителя (рис.5).

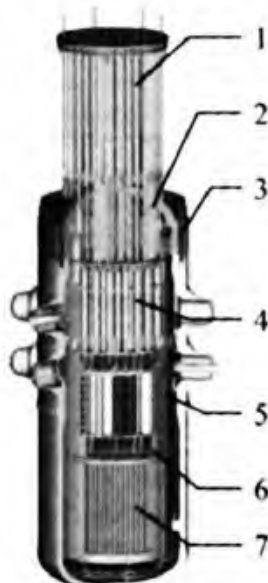


Рис. 5. Общий вид реактора ВК-300: 1 - привод ИМ СУЗ; 2 - блок верхний; 3 – корпус; 4 – блок сепараторов; 5 – шахта; 6 – блок тяговых труб; 7 - ТВС

Состав основных элементов реактора сравнительно невелик: активная зона, сепараторы пара, органы управления. Тепловыделяющие элементы активной зоны от реактора ВВЭР. Сепараторы пара также были разработаны для парогенераторов ВВЭР. Таким образом, основное оборудование реактора ВК-300 освоено отечественной промышленностью. При разработке реактора ВК-300 существенным образом использован многолетний успешный опыт эксплуатации кипящего реактора с естественной циркуляцией теплоносителя ВК-50 в ГПЦ РФ НИИАР (г. Димитровград). Все это позволяет ограничиться сравнительно небольшой программой НИОКР в обоснование принятых в конструкции реакторной установки решений.

При нормальной работе реактора и при возникновении любых аварийных ситуаций охлаждение активной зоны реактора осуществляется за счет естественной циркуляции теплоносителя. В проекте ВК-300 применена оригинальная схема циркуляции и многоступенчатой сепарации теплоносителя в реакторе, позволяющая обеспечить необходимый расход естественной циркуляции при сравнительно небольшой высоте корпуса реактора.

Особое внимание уделено обеспечению необходимого уровня безопасности. Системы безопасности пассивны, просты по конструкции и имеют аналоги. Инновационным решением является применение первичной защитной оболочки (ПЗО) небольшого объема ($\sim 2000 \text{ м}^3$) из армированного бетона с металлической облицовкой. Вместе с тем, учитывая необходимость размещения реактора в пределах города, с учетом одноконтурной схемы и необходимости повышения надежности защиты окружающей среды при авариях, проектом энергоблока предусмотрено размещение всего энергоблока в герметичном ограждении – основной защитной оболочке (контейнменте), что также является инновационным решением (рис.6). Суммарная вероятность тяжелого повреждения активной зоны существенно ниже нормы (10^{-3}) и не превышает $2 \cdot 10^{-8}$ 1/(реактор в год), все последствия проектных и запроектных аварий локализуются в пределах площадки станции, а зона наблюдения не превышает 3 км.

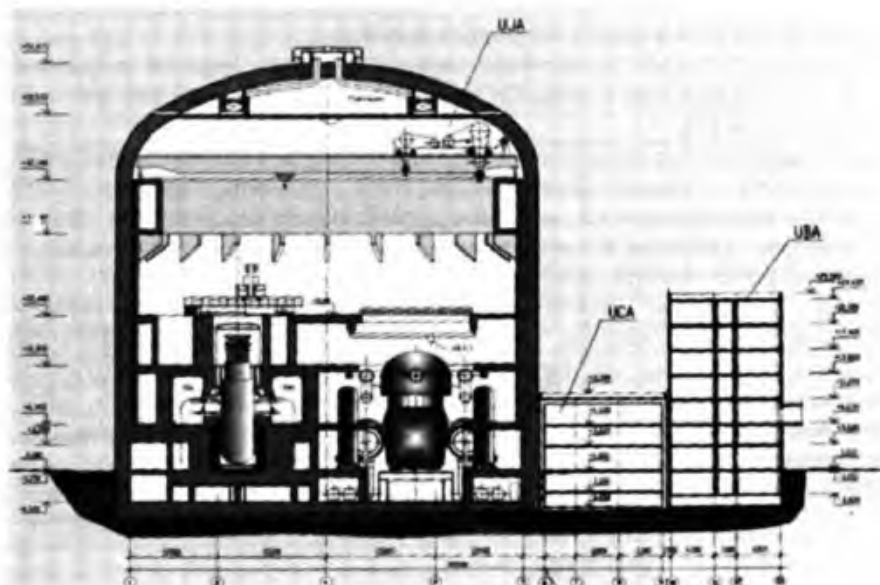


Рис.6. Компоновка энергоблока с ВК-300 в контейнменте

Основные параметры реактора ВК-300 представлены в табл. 3. Схема энергоблока с ВК-300 традиционна для теплофикационных энергоблоков. Отличие в размещении промежуточного водяного контура между отборами турбины и контуром греющей воды. Давления в этих трех контурах подобраны таким образом, чтобы во всех случаях исключить попадание радиоактивности к потребителю тепла.

Основные проектные характеристики энергоблока с реакторной установкой ВК-300 следующие:

Установленная мощность:	
- в конденсационном режиме, МВт(э)	250
- в теплофикационном режиме, МВт(э)	180
Мощность теплофикационной установки, Гкал/час	до 400
Проектная себестоимость отпускаемых (в ценах 2003 г.):	
- электроэнергии, долл./ кВт·ч	0,01
- тепла, долл./Гкал	3,33
Срок службы, лет	60

Таблица 3. Основные параметры реактора ВК-300

Номинальная тепловая мощность, МВт	750
Номинальная паропроизводительность, т/ч	1370
Давление пара, МПа	6.8
Температура пара, °C	285
Влажность пара на выходе из реактора, %	0.1
Температура питательной воды, °C	190
Среднее массовое паросодержание на выходе АЗ, %	15.6
Размеры АЗ (высота × диаметр), м	2.42 × 3.16
Обогащение топлива, %	3.6
Выгорание топлива, МВт сутки/кг U	41.4

Программа НИОКР для упрощенной кипящей пассивной реакторной установки ВК-300 предусматривает углубленное изучение теплогидравлических и массообменных процессов в двухфазных системах в условиях естественной циркуляции в каналах сложной геометрии (пучки стержней, камеры и каналы сложной формы, местные сопротивления и т.п.), в широком диапазоне режимов равновесных и неравновесных двухфазных потоков (от обращенных дисперсно-кольцевых до дисперсных), стационарных, переходных и нестационарных, в условиях распространения ударных волн и скачков конденсации, нестационарных истечений и ряда других процессов и режимов.

В значительной мере эти исследования могут быть выполнены расчетным путем, а также проводится и планируется к проведению ряд экспериментальных работ. К выполнению программы НИОКР целесообразно привлечь существующие расчетные коды и экспериментальные установки теплофизического сообщества.

К настоящему времени разработано «Обоснование инвестиций» в сооружение в Архангельской области 4-блочной АТЭЦ с РУ ВК-300, установленной электрической мощностью $N_e = 1000$ МВт и мощностью по производству теплофикационного тепла $Q = 1600$ Гкал/ч, прошедшее экспертизы и одобренное НТС 10 Минатома России и позволившее сделать заключение, что АТЭЦ даст реальную возможность решить важную социальную проблему теплоснабжения Архангелогородской агломерации надежно, на долгую перспективу, в необходимые сроки, экономически эффективно и коммерчески выгодно. В частности, предельная простота и пассивность реакторной установки и энергоблока обуславливают в условиях Архангельского региона достаточно быструю окупаемость инвестиций, что иллюстрируется таблицей 4:

Таблица 4. Показатели окупаемости АТЭЦ с РУ ВК-300 для Архангельской области

Показатель	Значение
Срок окупаемости капиталовложений в промышленное строительство АТЭЦ (с момента пуска первого блока), лет:	
- без учета дисконтирования	8,0
- с учетом дисконтирования (при норме дисконта 8%)	12,9
Индекс прибыльности (ИП)	1,83
Чистый дисконтированный доход (ЧДД) за срок строительства и службы станции, млн. руб.	16893

ЛИТЕРАТУРА

1. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения. М., Минатом России, 2000.
2. Энергетическая стратегия России на период до 2020 года. Распоряжение Правительства Российской Федерации от 28 августа 2003 г. № 1234-р.
3. Федеральная целевая программа «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007-2010 годы и на перспективу до 2015 года». Постановление Правительства Российской Федерации от 6 октября 2006 г. № 605.
4. E.O. Adamov, V.N. Mikhailov, A.F. Dyakov, E.P. Velikhov. New concept of nuclear involvement in overcoming world energy problems. 16th WEC Congress of the World Energy Council, Tokyo, October 8-13, 1995.
5. E.O. Adamov, V.V. Orlov. Nuclear power at the next stage: cost-effective breeding, natural safety, radwastes, non-proliferation, Nucl. Engng Des., vol. 173, No. 1-3, 1997.

Или для малых поселений – на базе бассейнового реактора «Рута». Значительный задел для подобного типа реакторов был накоплен при сооружении многочисленных исследовательских реакторов бассейнового типа, активно внедрявшихся НИКИЭТ как в СССР, так и за рубежом.

THE FOURTH INTERNATIONAL CONFERENCE ON NUCLEAR ENGINEERING
New Orleans, Louisiana, USA / March 10-14, 1996

**A NEW IMPULSE IN THE DEVELOPMENT OF NUCLEAR POOL-TYPE REACTORS FOR
UNDERGROUND HEATING PLANT: DESIGNING, RUNNING BACKGROUND AND POSSIBLE
PERSPECTIVES**

E.O.Adamov, V.I.Mikhan, A.A.Romenkov

Research and Development Institute of Power Engineering
Moscow
Russia

N.N.Melnikov, V.P.Konuhin

Mining Institute of the Kola Science Center of the Russian Academy of Sciences (MI KSC RAS)
Murmansk region
Russia

Abstract

This paper considers the concept of energy supply with using ultimately safe pool-type integral nuclear reactors. Safety and reliability of these reactors was already demonstrated to the public by the long-term operation of this type various research reactors. The reactor and power plant design features, new approach to the nuclear safety, the nuclear "upgrading" of existing energy system in a small Russian town are considered in the paper.

1. INTRODUCTION

Nuclear energy has the opportunity to make a major contribution to district heating and supply of domestic hot water. The portion of primary energy consumed by this sector approaches to 35% in Russian North and is in excess of 25% in most Europe, Asia and North America. A nuclear contribution to this "heating" market will help to equate the supply and demand of energy at lower price level. This issue is very important for Russia with its extended areas and long distances between

fossil fuel extraction sites and places of its consumption.

But contrary the earlier development period, nuclear energy became much less popular. The nuclear accidents at Three Mile Island and Chernobyl NPPs have raised issues of nuclear energy safety. Some countries have to consider canceling or postponing their nuclear power plant programs in the face of public opposition to the perceived risk of nuclear technology. Under these conditions nuclear industry needs to show new potential of safety.

The different reactor type operating experience has shown that pool-type research reactors meet in most complete manner the safety requirements and often operate within town boundary. Their role in research, a role for which substitutes are not available, has assisted in making the presence of these research reactors acceptable. The ready acceptance of these reactors offers a clue as to the means by which nuclear energy may be made more publicly acceptable [1]. The atmospheric pressure in primary circuit, great volume of pool water and especially selected reactor core neutronics allow to make one of the most safe reactor. The thermal energy of the reactor may be used for district heating and other purposes.

Research and Development Institute of Power Engineering (RDPIE) is designing heating nuclear reactors of 10, 20 and 55 MW in thermal power [2]. It has to be pointed out that the inculcation of this nuclear technology into existing local heating systems is carried out without essential transformation of them. The example of this approach is the design of underground RUTA Nuclear Heating Plant (NHP) in Apatity, Murmansk region, where RUTA NHP would supply 75-80% of annual heating demand.

Mining Institute of the Kola Science Center of the Russian Academy of Sciences (MI KSC RAS) consider that underground arrangement of NHP (UNHP) will be more preferable for town landscape for safety and social reasons. The paper describes the site selection of NHP (rock characteristics), the underground space for NHP, etc.

On the first stages of the reactor design the considerable attention has been given to development of inherent safety features, when reactor safety is ensured due to natural processes. Reactor self-control, self-restriction of power, natural coolant circulation allow to refuse the most of usual safety systems. It makes the reactor design more reliable and cheap.

High safety of the reactor makes attractive the using of it not only for heat supply, but for other purposes as well. Functional extending of reactor possibilities are considered in the paper.

2. REACTOR DESIGN

Simplicity of the reactor structure allows to make the "flexible" design of the reactor module. It means that the reactor core with the control system and primary heat exchangers have rather standard designs, but the arrangement of these components in the reactor pool and a structure of the reactor vessel depend on the site characteristics and requirements. The major goal is to achieve high economical indexes along with high safety of NHP.

The RUTA reactor core consists of fuel assemblies (FA) with fuel rods clad with two coaxial zirconium alloy claddings. This kind of the structure of fuel elements has successfully passed long-term reactor tests under the reactor conditions with boiling coolant with higher parameters compared to RUTA reactor and has shown high reliability and availability.

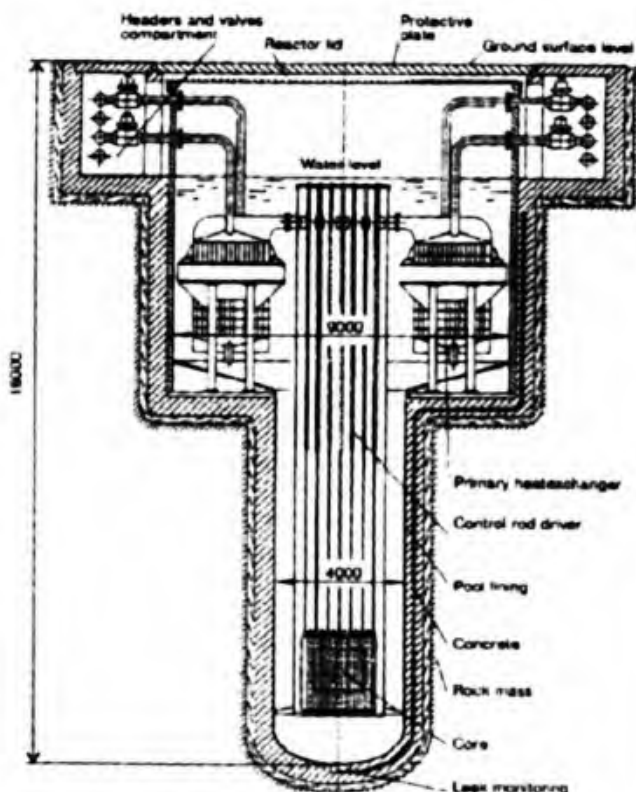


Fig. 1. Reactor RUTA 55

Along with good tested fuel elements the design considers the possibility of using more safe fuel elements of new generation - so called "cold" fuel elements. The fuel of such element is a $\text{UO}_2\text{-Zr}$ cermet in a thick zirconium cladding. The fuel is placed into the main zirconium cladding. This kind of a structure allows to create the additional safety barrier and to increase the reactor safety as well.

Hexagonal fuel assembly contains 54 fuel rods and 7 cells for arrangement of a burnable absorber, absorber rods and other purposes. The central cell of each fuel assembly is used for arrangement of independent absorber device of direct action. Small absorber balls in the device can drop into the core if outlet FA coolant temperature would rise up to 120°C . Shape memory material is used in the structure of this device temperature lock.

The integral reactor design with the placement of the primary plate-type heat exchangers in the reactor pool top and the core in the pool bottom (Fig. 1) allows to organize natural primary water circulation in the reactor. The design also considers the possibility of using forced primary water circulation. It allows to minimise the reactor dimensions and capital costs respectively, but the complicity of reactor structure and rising of operating costs require

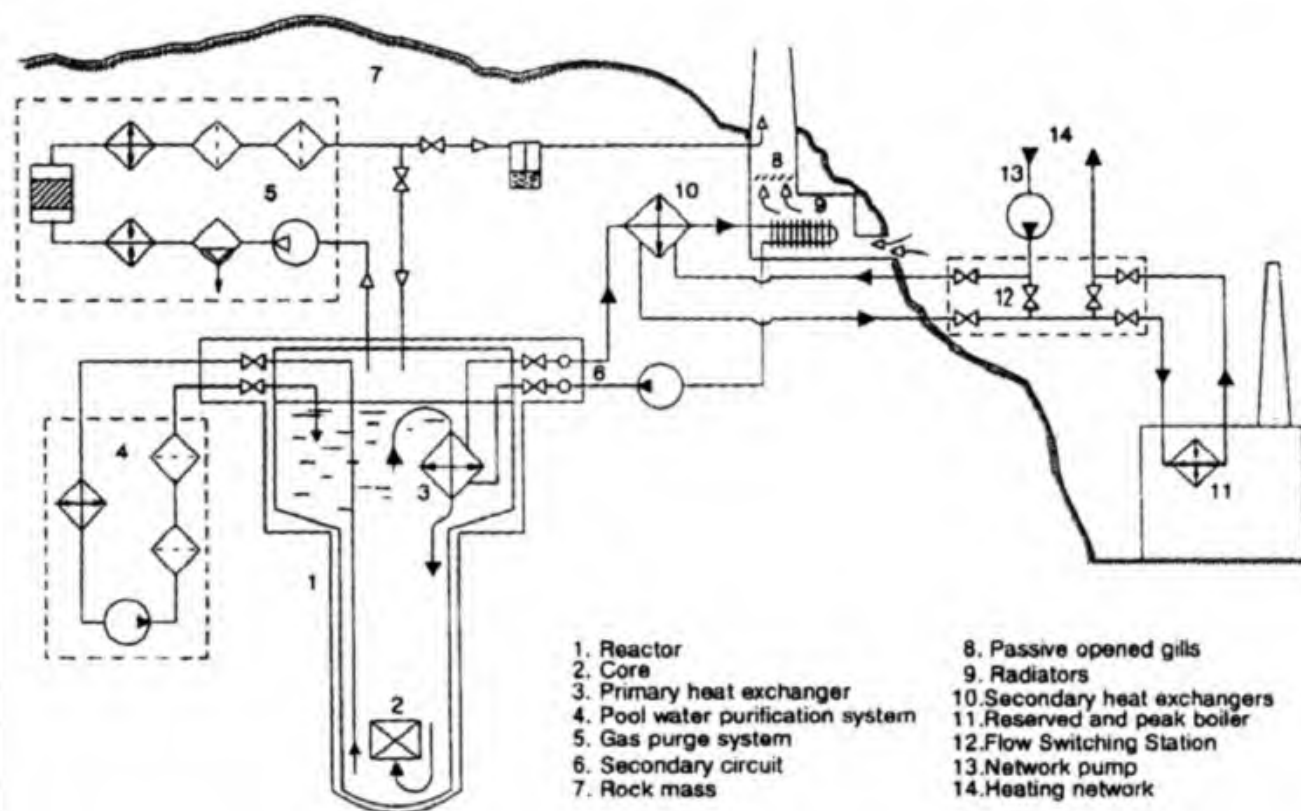


Fig. 2. RUTA NHP flow diagram

special economical investigations for choosing the final decision for a possible NHP site.

There are no large pipelines with primary water coming out of the reactor tank and, consequently, the possibility of these pipelines rupture with abrupt loss of primary water is excluded.

Only two systems are arranged outside of the reactor tank: the pool water purification system and the reactor gas purge system. The reactor gas purge system is used for supporting the required gas regime above the water level in the reactor and for monitoring the gas radioactivity products at the same time. The pool water purification system maintains the pool water purity and pH within the required limits. It removes dissolved material to control the concentration of radioactivity from oxidation of stainless steel structures and from potential fuel sheath defect. The loss of the reactor water through these systems in case of their pipelines rupture is excluded by appropriate engineering measures.

The considerable loss of the reactor water in case of a sudden rupture of the reactor tank is also impossible because of the low coolant

pressure and low tensions in the stainless steel reactor tank. The maximum value of pressure is determined by the water level height in the pool which is not more than 18 m.

The possible inconsiderable water losses because of latent metal defects of the reactor tank cannot reduce the safety of the reactor due to special design of the reactor tank: primary heat exchangers remain under water level in case of water leak from the reactor tank.

Two variants of the reactor tank design are included in the project now: double and single reactor tank. In the first variant the safeguard tank is made as a concrete vessel with steel lining and we have the same design of the main reactor tank in the second variant. A choice of the final variant depends on local reactor site safety problems.

The reactor is controlled by using the control and protection system (CPS) rods which are the bundles of rods with absorbers (clusters). The absorber rods are shared by the control system and safety shutdown system, which are otherwise separate and independent.

Heat is transferred to the heating network through the intermediate (secondary) circuit (Fig.2). Radiators of secondary circuit are used to remove decay heat from the reactor to the atmosphere without water boiling in the reactor pool in case of the network accidents. In case of failure of all loops of the secondary circuit the cooling of the reactor is ensured by the pool water evaporation into the reactor hall and by the natural heat sink into the ground surrounding the reactor.

The reactor hall is leaktight to reduce the probability of increasing of the background activity outside NHP during the reactor refuelling or in case of accidents. All auxiliary systems connected with the primary coolant or cover reactor gas are arranged in the reactor hall. The equipment of the intermediate and network circuits including their auxiliary systems and the monitoring and control systems are arranged in unsealed ordinary compartments.

Major parameters of UNHP with RUTA reactors is presented in Table 1.

Table 1
Major RUTA UNHP characteristics

Parameter	Value
Power, MW	4x55
Coolant pressure, Mpa:	
in primary circuit (above the pool level)	atmosphere
in secondary circuit	0.4
in heat-supply system	0.6 - 1.0
Coolant temperature, °C (inlet/outlet):	
in primary circuit	75/100
in secondary circuit	66/90
in heat-supply system	60/85
Number of secondary circuit loops	2
Water circulation in secondary circuit	Forced
Dimensions of the core, m	
height	1.2
equivalent diameter	2.03
Fuel	UO ₂
Enrichment, %	3.6
Fuel burnup, MW*day/kg	27.5
Number of FA	169
Time interval between partial refuelling, years	3
Fuel lifetime, ef.days	2970
Linear heat flux, W/cm	
average	50
maximum	102

The reactor RUTA was designed from the outset with maintainability as a primary design criterion. Maintenance costs can become a very important topic in reducing operating costs and it was essential to consider maintenance at the earliest stages of design. The following characteristics contribute to ease of maintenance on the RUTA reactor:

- simplification of the plant with reduction in number of powered systems reduces of maintenance load. Passive systems are reliable with low maintenance requirements;

- the reactor tank is designed for complete removal of all internal structures. The tank can be inspected from the inside with low personnel irradiation and all internals can be replaced if necessary. Laydown space for all components is provided;

- primary and secondary heat exchangers can be valved off during operation if necessary and can be replaced at a normal shut down;

- there is provision in the design to clean secondary heat exchangers from the heating network side in a simplified manner;

- all pumps have a stand-by ones and can be ease replaced if necessary.

Waste handling follows normal NPP practice. NHP RUTA is designed in seismic stability modification that guarantees normal operation of the safety systems and no-failure of reactor plant under the earthquakes of magnitude 8 MSK-64.

3. REACTOR SAFETY

One of the main principles for ensuring NHP safety is the principle of defence in depth based on the using of the several safety barriers, as follows:

- ceramic fuel matrix, the temperature of which does not exceed 650 °C under the normal reactor operation and for a short time 1200 °C in case of the most severe accidents (in case of cermet fuel these temperatures can be much more lower);

- double fuel rods cladding ensures enhanced fuel integrity;

- reactor tank with leaktight lid and heat-exchange surfaces of the primary heat exchangers;

- leaktight reactor hall, water-proof concrete reactor cavity with leaktight guard lining.

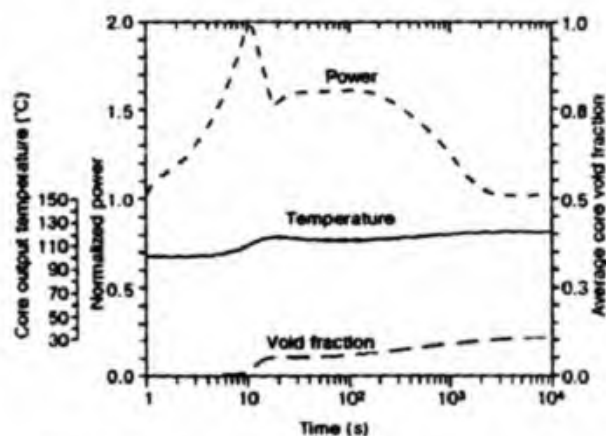


Fig.3. Control rod assembly fast withdrawal without Scram (0.46% full reactivity)

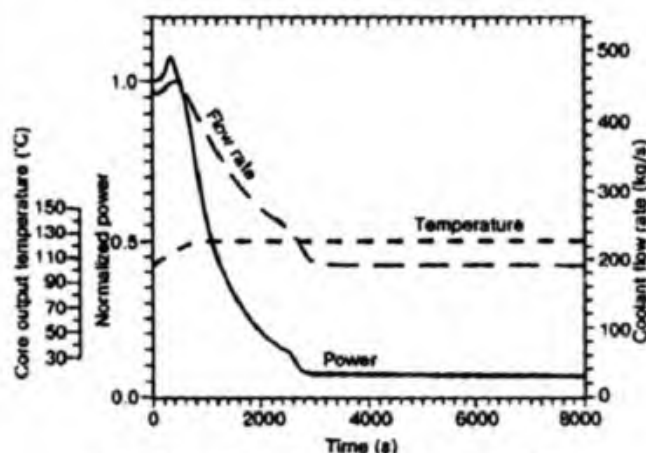


Fig.4 Load shut-off event without Scram

During the process of these safety barriers designing the special attention was paid for increasing of their reliability, permanent monitoring of their integrity and leaktightness.

The sufficient water level in the reactor tank ensures heat removal from the core in all situations including the reactor tank leakage. In case of the accident the water fills the gap between the reactor tank and concrete cavity lining; the water level decreases in the reactor but it remains sufficient to maintain natural circulation. In the variant of the ordinary vessel the provision is made to the rock ground surrounding the reactor. Thus the increasing of the fuel element temperature, the fuel elements failure and the primary coolant activity increasing are excluded.

One of the most important feature of RUTA reactor is the reactor self-protection against the human errors and multiply failures of automatic control system resulting positive reactivity

insertion into the core. This feature consists of the fact that the reactor core operates in the mode of heat removal, so called "surface boiling", close to the point where significant volumetric boiling begins. Intensive volumetric boiling in case of the core power increasing results the reactor self-shutdown due to the high negative steam influence on the neutron flux.

Under the normal reactor operation the stable function of it is ensured due to the practically absence of volumetric coolant boiling in the core. The stability of this heat removal mode in the core is confirmed by series of experimental investigations.

Fig 3 and 4 show the reactor parameters behavior in case of accidents. These accidents demonstrate the reactor inherent safety features.

An additional level of activity caused by NHP releases under the normal operation, is within the limits of natural background fluctuations, and in case of any accidents considered in the project an additional equivalent dose does not exceed radiation exposure caused by natural background.

4. APATITY NHP UNDERGROUND COMPLEX FACILITIES

The main engineering condition providing safety of any underground nuclear power plant (UNPP) outer and inner effects is the complex of underground structures protected by rock mass and having a system of hermetizing, localizing and other means and devices being, thus, a kind of superstable and supersafe equivalent to containment of UNPP. The given postulate could be to the full extent applicable for the UNHP aimed at maximal site approach to the customers and dwelling facilities.

The rock mass with its role of the main protective barrier between the nuclear power plant and outer environment including the possibility of heavy accident with radioactive emissions into the plant rooms, should have high physical-mechanical characteristics, low permeability and stress, absence of faults, large system of fracturing and stable properties during the whole period of UNPP operation. At present the following values for rock mass stability have been adopted for UNPP arrangement: compression strength (b compr.) - not less 100 MPa; tensile strength (b tens.) - not less 10 MPa, strength coefficient according to M.M.Protodjakonov (f) more than 10. These

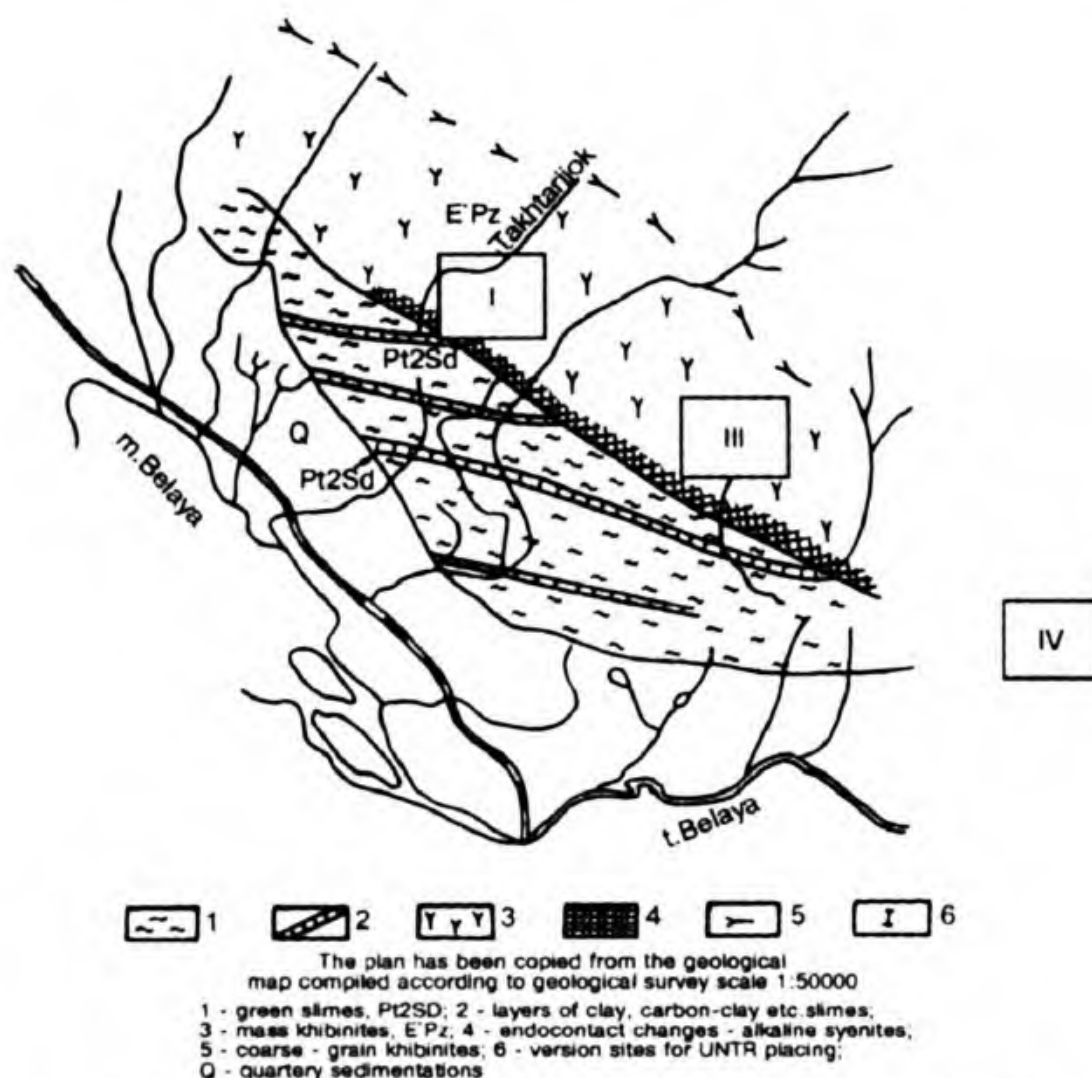


Fig. 5. Geological plan of near-contact zone in the area of Apatity UNTR

values are considered to be the standart ones for samples having the diameter $d=40-42m$ and height $h=(1-2)d$. To avoid the possible complications during the period of construction and operation of underground structures used for UNPP the upper limit of testonic stress(T), acting in the direction close to horizontal one, should not exceed $(3-4)g$ and H less then $0.8(b \text{ compr.})$, where g -rock density, H - depth from the day surface.

Concerning the requirements for the hydrogeological conditions of UNPP siting it can be emphasized that the rock masses should not be linked with water levels and their waterpermeability must not exceed $10^{-3} m/day$.

Of great importance while comparing different sites for UNP disposal are such factors as mineral composition of rock mass (rock with

high content of unfavourable), along with their sorption and thermal-physical properties.

The UNHP RUTA for Apatity heat supply is suggested to be placed in the vicinity of the city, i.e. in the area of contact between proterosoian and paleosoian formations of the Khibiny massif (Fig.5). Four different sites have been considered at making the preliminary choice: altitude 278.2m (v. Belorechensky); altitude 459.2 m (southern part of the Khibiny massif); altitude 574.6 m (southern part of the Khibiny massif at 3.5 km from existing coal power plant-PP) and altitude 394.0 m (southern part of the Khibiny massif at 4.0 km from PP). In the first case the rocks are gabbro-intrusive ones, bazalts and shales. In the rest few sites the rocks are the khibinites.

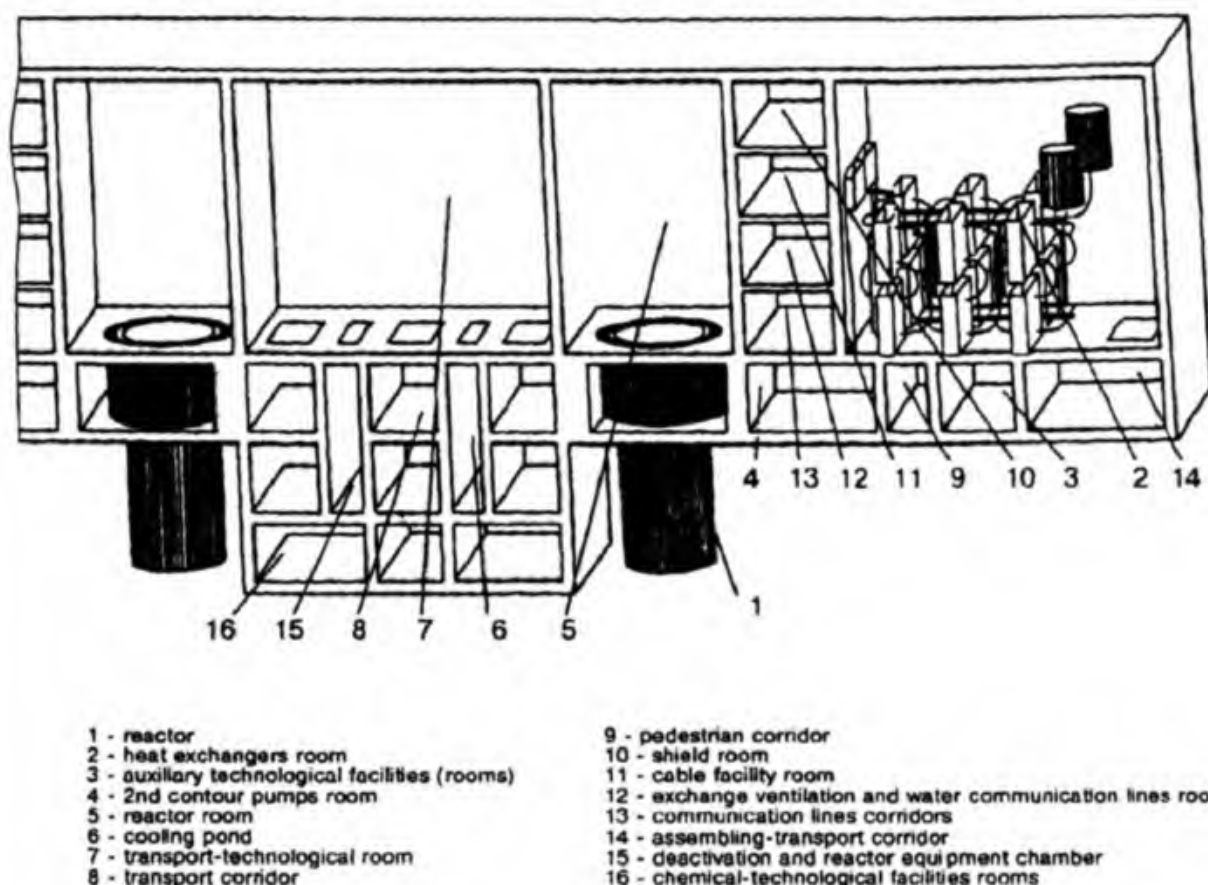


Fig.6. Unit arrangement of RUTA UNTP 2x55

According to the preliminary evaluation the most favourable site was the third one (altitude 574.6 m) with the main portal of the working being possible to be placed in the wall of the canyon cliff.

As for the structure and design-component plan of the UNHP, it should be noted that besides four light-water pool-type reactors and the main equipment, in particular, circulation pumps and heat exchangers in the underground part of the plant there are: secondary coolant purification system for water-chemical treatment, secondary coolant with desalted water supply, system for water cooling of the spent fuel storage, system for ion-exchange resins regeneration, technological tanks for radioactive products storage, tanks for receiving solutions from deactivation and for emptying the primary contour equipment, sampling system, system for deactivation of rooms and equipment, system for radiochemical laboratory control and analysis of radioactive water and gas media and a number of electrochemical and other systems.

The arrangement of UNHP RUTA 2x55 Mw reactors rooms is presented in Fig.6, the whole plant - in Fig.7.

The UNHP is meant to be placed in the rock mass having more than 50-60 m thickness (distance from the surface).

The total volume for construction of the underground part is 218.900 m³ including that for the RUTA-55Mw reactors - 155.100 m³, tunnels and communications - 23.500 m³.

All the hermetic walls of engineering units in underground structures have to withstand the internal excess pressure 0.5 atm., maximal earthquake according to MSK-64 scale - 8 points.

The air wave from diversion explosions has been calculated to 50 kPa front pressure with the time of compression being 0.1 sec.

It would be reasonable to specify that during both the construction of UNHP and its operation periods the methods for rock stress control are utilized along with development and use of environmental monitoring system.

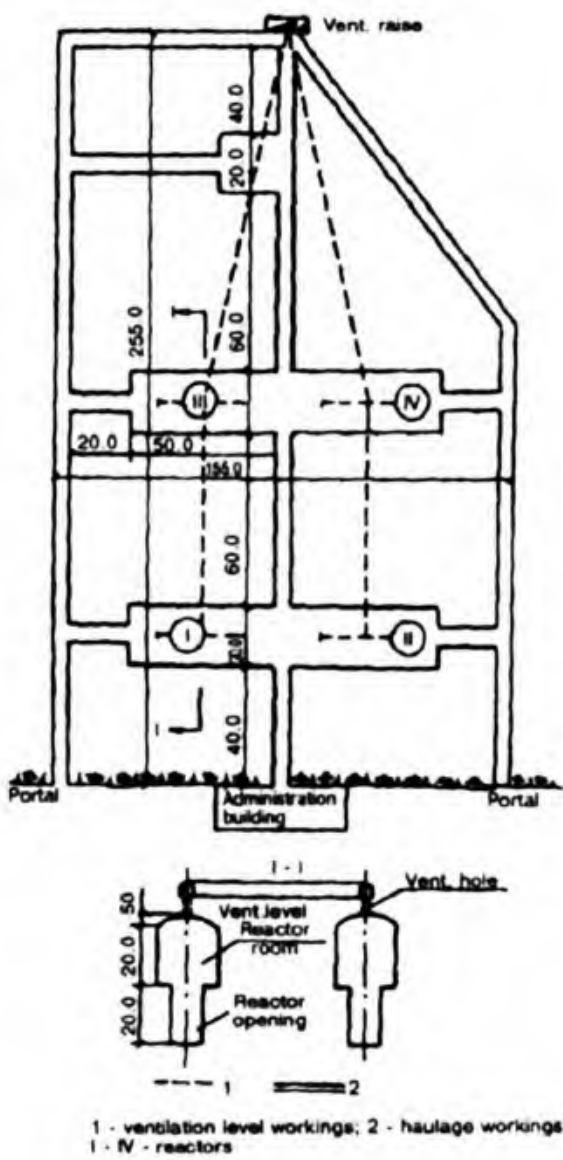


Fig. 7. Principal component plan of RUTA UNTP in Apatity

5. PECULIARITIES OF USING THE POOL-TYPE REACTORS FOR DISTRICT HEATING

Atmospheric pressure in the reactor defines the output NHP temperature of direct supply water that cannot be more than 90°C without an additional equipment.

However heating demand and domestic hot water supply can be fully provided with water at such a temperature, because the standard temperature of room heater cannot be more than 80°C, and domestic hot water - 60°C. But in large heating networks the direct water

temperature usually is about 150°C. This temperature is defined due to economical reasons of hot water transportation to the long distance. Near the customer the temperature decreases up to 80°C. Therefore the using NHP with RUTA reactor has a restriction in a large heating networks - the NHP has to be located near the customer.

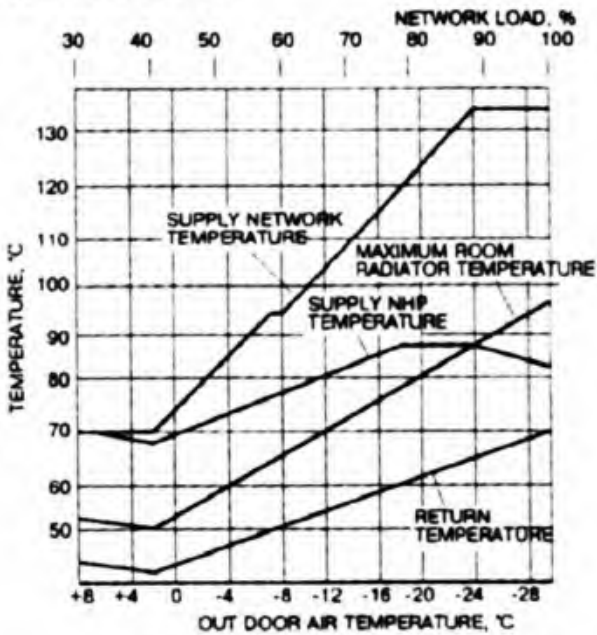


Fig. 8. Temperature limits in the Apatity heating network with NHP RUTA

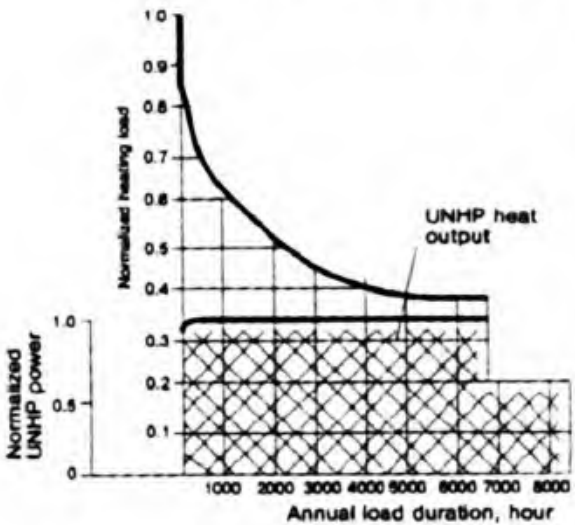


Fig. 9. UNHP contribution into the Apatity annual heating demand

Fig. 8 shows the plot of Apatity network temperature control with temperature difference

equals 135/70°C in network maximum load. This figure allow to estimate the NHP RUTA participation in carrying the Apatity heating load. It is clear from the plot that fossil fuel boiler is necessary to maintain town heating temperature control. In Apatity design NHP contribute about 40% of overall town installed heating capacity but it contribute about 75% of annual heating town demand (Fig.9). It is very good from economical point of view. The special investigation shows that the complete replacing of fossil fuel boiler to the nuclear heating source of any type is economically unprofitable. Therefore the second particularity of using RUTA NHP is the necessity of fossil fuel boiler in the heating network.

6. POSSIBLE PERSPECTIVES

The analysis of annual schedule of heat-network load shows that there is a considerable reserve of thermal power at NHP during summer period. Excess NHP thermal power can be used for centralized production of cold water in the absorption refrigerating machine installed at NHP.

Refrigerating capacity of a single reactor 55MW attains 15MW. Cold water at temperature 8°C is transported to a customer through the standby line of heating network and used for air conditioning or special rooms cooling (vegetable storehouses, storage facilities, etc.). The second line of heating network system is used for hot water supply.

The reactor can be used as a thermal power source to desalinate sea water by using standard desalinating plants. In this case the desalinating plant capacity will be 815 t/h of fresh water per reactor of 55 MW in power.

There is considered the electricity production in the RUTA NHP project for preferred power supply and supply for public (not industry) electricity demand in the heating region. For this purpose the special ampules (modular channel) is submerged into the reactor pool to produce steam for NHP turbine. The modular channel is a special pressurized tube-type structure with nuclear fuel assembly in the bottom and internal steam generator in the top of the sealed vertical tube filled with water. The design provides natural water circulation inside the channel and water temperature expansion. The pressure inside the channel is about 9.8 MPa and maximum water temperature is 275°C. Lower side of channels surrounds the core of the reactor. This kind of a structure is

the single core from neutron point of view. Using 78 channels per reactor 55 MWt it is possible to increase the heating power of the unit up to 65 MWt and electrical power up to 4 MWe. The safety of the reactor will be high in spite of using components with high pressure because the rupture of one channel does not influence to the reactor due to small volume of water in channel (about 70 liters) and good channel assembly cooling during the accident.

The project allows also to increase temperature of NHP direct waterfor by using thermal transformers as a part of NHP. In this case the need for peak boiler units falls away, however, heat costs are increased respectively.

7. ECONOMICS

It has been estimated in detail the four criterions of project acceptance during the process of its adopting in Apatity:

- efficiency for local industry;
- economical development of the region;
- condition of environment; and
- community well-being.

Complex analysis of above pointed criterions allow to make a conclusion that the construction of UNHP RUTA is expedient not only for Apatity-town, but also in for a number of sites in Kola peninsula and other sites of Russia North.

As a criterion of economical competitiveness we apply the index of capital investment payback term (CIPT):

$$CIPT = K / (Co - Cn) \times Q$$

where CIPT - capital investment payback term, years.

K - construction cost, Rub.

C - product cost, Rub/Gkal.

Q - annual product output, Gkal/yr.

Product cost is calculated for "old" energy source (index 'o') and "new" one (index 'n'). As an "old" source we considered the existing Apatity coal-fired power plant. As a "new" source we considered the system consisted of UNHP RUTA and existing power plant with reduced power. We have taken the following input data:

- UNHP construction period - 6 yr;
- UNHP power rate - 4x55MW;
- UNHP capacity factor - 0.92
- UNHP heat output - 1.5 mln.Gkal
- estimating year - 1994.

The calculations have been made with taking into account the inflation prediction in Russia over nearest 15-25 years. The assesment of CAPT has been made for two limited cases:

1. It is possible to take a government credit for 13% of real interest;

2. UNHP is constructed out of owner assets (energy company as example).

The analysis show that CIPT of the project on the condition of taking government credit is not more then 9.5-12.5 yr depending on inflation behavior. This period includes the construction time.

Under the condition of UNHP construction out of owner assets the CIPT reduced up to 8-9 yr. It is connected with the fact that in that case the annual payment of capital interest is absent and part of owners profit well be tax-free.

Really, in case of mixed investments, the CIPT will be among 8 and 12 yrs including 6 yrs of construction period.

Apatity fossil-fuel power plant with thermal power 700MW for heat supply(annual electricity output is 500 mln. KW-h and heat output 2 mln. Gkal) takes about 1 mln. ton of Pechora coal. The coal is sulphide and has the high ash content. Annually the power plant

throw out to the air about: 10 000 ton of ash; 31000 ton of SO₂; 5000 ton of NO₂ and other releases. The application of the UNHP in the town allows to enhance cardinaly the town environment.

References

1. D.S.McDougall and G.F.Lynch. The Keys to Success in Marketing small heating reactors. Atomic Energy of Canada Limited, Ottawa, CANADA.

2. E.O.Adamov and others. Low-power Nuclear Plants for District Heating with Pool-type Reactor (RUTA). International Conference on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants. October 25-29, 1992. Tokyo, Japan. Proceedings, Vol. 1 page P4.2-1

3. A.Romenkov and others. Environmentally Clean and Safe Nuclear Plant RUTA. Energy at the End of Century. Moscow International Energy Club. Proceedings of Forth Conference June 14-18, 1993. Moscow, Russia. Pages 152-153.

Прошедший в 2000 г. в ООН Саммит тысячелетия на уровне Глав государств ныне благополучно забыт. Пожалуй, не было на нём более содержательного предложения, чем подготовленная нами для Президента Путина Инициатива по энергетическому обеспечению устойчивого развития человечества, кардинальному решению проблем нераспространения ядерного оружия и экологическому оздоровлению планеты Земля.

САММИТ ТЫСЯЧЕЛЕТИЯ



Надо надежно перекрыть пути расползания ядерного оружия. Этого можно добиться, в том числе исключив использование в мирной ядерной энергетике обогащенного урана и чистого плутония.

Технически это вполне осуществимо. Но гораздо важнее другое — сжигание плутония и других радиоактивных элементов дает предпосылки для окончательного решения проблемы радиоактивных отходов. Открывает миру принципиально новые перспективы безопасной жизни.

В этой связи Россия предлагает разработать и реализовать при участии МАГАТЭ соответствующий международный проект.

Из выступления Президента Российской Федерации
В.В. Путина в ООН 6 сентября 2000 г.

Практически сразу же Инициатива была поддержана Генеральным секретарём МАГАТЭ Эль Барадеем.



...На состоявшемся в этом месяце Саммите тысячелетия ООН определила основные проблемы, с которыми человечество сталкивается на пороге нового тысячелетия. Значительное место среди них занимают усилия, предпринимаемые международным сообществом с целью достижения "свободы от страха" и "свободы от нищеты"...

...Однако будущее ядерной энергетики сильно зависит от успехов в разработке реакторов и топливных циклов нового поколения, которые обладали бы повышенной безопасностью, обеспечивали соблюдение режима нераспространения и являлись экономически конкурентоспособными. В зависимости от наличия внебюджетных ресурсов, МАГАТЭ планирует в будущем году создать специальную комиссию по инновационным реакторам и топливным циклам. Эта комиссия должна изучить будущие технологические и энергетические потребности и определить технические свойства реакторов и топливных циклов, отвечающие этим потребностям.

В связи с этим я с интересом отмечаю инициативу Президента Путина, выдвинутую на Саммите тысячелетия. Он призвал все страны присоединиться к международному проекту под эгидой МАГАТЭ, направленному на развитие такой технологии производства ядерной энергии, которая не применяет и не вырабатывает ядерных материалов военного назначения. В то же время, эта технология будет способна сжигать долгоживущие отходы отработавшего ядерного топлива и ядерного оружия. При необходимости МАГАТЭ готово оказать поддержку в координации этого проекта...

Выдержки из обращения Генерального директора МАГАТЭ Мохаммеда Эль-Барадее к 44-й сессии Генеральной Конференции МАГАТЭ 18 сентября 2000 г.

За последующие годы эта Инициатива многократно упоминалась, но в таком произвольном изложении, что бесполезно привести здесь документ, который был нами подготовлен, распространялся во время доклада Президента в Нью-Йорке и давал разъяснение основных положений Инициативы.

Из документального архива



Двадцатый век не решил целого ряда ключевых проблем, в том числе важнейшей для человечества проблемы предотвращения военных конфликтов. Ситуация усложняется тем, что *распространение оружия массового поражения, и в первую очередь ядерного, остается серьезной угрозой человечеству.*

Другая угроза исходит от техногенной деятельности человечества и ее влияния на окружающую среду. Выброс в атмосферу парникового газа, связанный с производством энергии, ведет к дальнейшей деградации экологии. Ситуация вряд ли улучшится в ближайшем будущем, поскольку развивающиеся страны, где в следующем веке будет наиболее бурный рост производства энергии, не владеют современными технологиями, требующими значительных инвестиций, и будут полагаться на наиболее доступные источники энергии — это сжигание угля и гидроэнергетика, наносящие самый большой ущерб экологии.

Следует добавить, что некоторые из этих стран, заинтересованные в своей энергетической независимости, начинают развивать или уже развивают ядерную энергетику, осваивая опыт ядерных стран по традиционным замкнутым ядерным топливным циклам с возможностью выделения чистого плутония и технологиями обогащения урана для обеспечения АЭС с легководными реакторами собственным ядерным топливом. Это ведет к *вполне легальному распространению ключевых технологий получения оружейных материалов: обогащения урана и извлечения чистого плутония.*

При этом политика ограничения передачи ядерных технологий другим странам и усиление международных контрольных мер оказались недостаточно эффективными барьерами на пути ядерного распространения.

Предложенная Президентом Российской Федерации *инициатива* является политическим выводом из критического анализа состояния мировой ядерной энергетики в тесной связи двух ее важнейших для человечества аспектов: *долговременное обеспе-*

чение энергией безопасным и экологически приемлемым способом и предотвращение ее использования для целей создания ядерного оружия. Предлагаемый подход способен постепенно заменить существующую сегодня ядерную энергетику с ее проблемами нераспространения, ресурсными и экологическими ограничениями. Он также будет содействовать завершению начатого Россией и США процесса ядерного разоружения запрещением и полной ликвидацией ядерного оружия.

При этом предложенное *постепенное исключение из использования в мирной ядерной энергетике обогащенного урана* не означает ничего другого, кроме намерения разрабатывать новое поколение реакторов на быстрых нейтронах, которые возьмут на себя в будущем основную роль в развитии крупномасштабной ядерной энергетике. В отдаленном будущем, при исчерпании дешевого урана, эта технология позволит перевести реакторы на тепловых нейтронах на торий-урановый цикл. В то же время следует учитывать, что этот процесс потребует нескольких десятилетий, в течение которых ядерная энергетика может еще развиваться и на легководных реакторах, использующих низкообогащенный уран, в первую очередь, полученный из накопленных оружейных запасов.

Предложение *отказаться от чистого плутония* говорит о намерении разработать быстрый реактор без уранового blankets и с ядерным топливом равновесного состава без выделения чистого плутония при переработке облученного топлива. Это не может касаться ни утилизации в ядерной энергетике оружейного плутония, ни переработки в будущем на заводах ядерных стран или технологических центров под международной юрисдикцией облученного топлива легководных реакторов с выделением плутония и изготовлением из него первых загрузок быстрых реакторов.

Выступлением Президента Российской Федерации В.В. Путина на Саммите тысячелетия и распространенным там же документом *мировое сообщество приглашается к широкому международному сотрудничеству по совместной разработке иннова-*

ционной реакторной технологии и ядерного топливного цикла естественной безопасности, основными чертами которых являются:

- **неограниченная обеспеченность топливными ресурсами** за счет эффективного использования природного урана, а в дальнейшем и тория;
- **исключение тяжелых аварий** с радиационными выбросами, требующими эвакуации населения, при любых отказах оборудования, ошибках персонала и внешних воздействиях* за счет, главным образом, присущих ядерным реакторам и их компонентам природных качеств и закономерностей (естественная безопасность);
- **экологически безопасное производство энергии и утилизация отходов** за счет замыкания топливного цикла со сжиганием в реакторе долгоживущих актиноидов и продуктов деления и **радиационно эквивалентным захоронением радиоактивных отходов (РАО) без нарушения природного радиационного баланса**;
- **заккрытие канала распространения ядерного оружия**, связанного с ядерной энергетикой, путем постепенного **исключения в ней технологий извлечения плутония из отработавшего топлива и обогащения урана** и обеспечения физической защиты ядерного топлива от краж;
- **экономическая конкурентоспособность** за счет низкой стоимости и воспроизводства топлива, высокой эффективности термодинамического цикла, решения проблем безопасности АЭС без усложнения их конструкций и предъявления экстремальных требований к оборудованию и персоналу.

Все эти требования можно выполнить, не слишком отклоняясь от существующей технологии, разработанной в рамках военных и

* Разумеется, за исключением экстремальных ядерных или иных воздействий, приводящих к полному разрушению АЭС, например, нанесения ядерного ракетного удара.

гражданских программ, при условии последовательной реализации в реакторах и технологии принципов естественной безопасности.

Проведенные в России основательные исследования показали реальность такого подхода. Однако решать задачи его реализации отдельно взятому государству чрезвычайно сложно.

На данном этапе в качестве российского вклада мы готовы предложить к рассмотрению мировым сообществом наши разработки по ядерному топливному циклу с естественной безопасностью, технологически усиливающему режим нераспространения ядерного оружия. Соединение мирового опыта в анализе и совершенствовании рассматриваемых технических решений даст мощный импульс широкому развитию ядерной энергетики XXI века.

В этой связи в качестве первого шага на пути организации вышеупомянутого международного проекта мы поддержали создание специальной группы МАГАТЭ по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам, целью которой будет анализ, выбор и разработка перспективной ядерной технологии. Мы призываем другие заинтересованные страны также поддержать это направление деятельности Агентства.

В дальнейшем в случае достижения согласия между заинтересованными странами можно было бы осуществить совместный демонстрационный проект, идеи которого изложены в прилагаемой брошюре.

Выступлением своего Президента Россия показала готовность взаимодействовать со всеми странами на этом стратегическом направлении по энергетическому обеспечению устойчивого развития человечества, кардинальному решению проблем нераспространения ядерного оружия и экологическому оздоровлению планеты Земля.

Впоследствии мне приходилось не раз выступать с разъяснением этой Инициативы как в печати, так и на международных форумах.

VIEWPOINT

Past, present and future

The future is fast

Professor Yevgeny Adamov, director of the NIKIET research institute and former minister of atomic energy, is a keen advocate of the fast reactor. By Judith Perera



NEI: Ambitious plans to develop nuclear power as a large-scale energy source have not been realised globally. Does nuclear power have a future?

Adamov: Serious accidents at Windscale in the UK, Three Mile Island in the USA and at Chernobyl in the Ukraine revealed the unacceptable level of safety at first generation plants. Currently, the prospects of energy supply for sustainable development look precarious, and environmental problems are becoming increasingly alarming. While nuclear power has a good potential to meet these challenges, it has been held back by a number of problems. These include safety, non-proliferation of weapons technologies, and disposal of radioactive waste. It is only by resolving these problems and by gaining a firm economic edge over other energy technologies that nuclear power will be able to grow significantly. The public have become increasingly concerned about safety and aware of the problems posed by the build-up of spent fuel and radioactive waste.

NEI: Surely in the wake of the accidents you mentioned, most safety issues have now been addressed?

Adamov: Given the present scale of the nuclear power industry, contemporary reactors are relatively safe. It should be remembered that the industry has about 8000 reactor-years of operating experience, with some 5000 reactor-years since April 1986 being free of major accidents. This may be seen as a real success for nuclear technology. However, the philosophy of "engineered" safety, which has predominated, tolerated potentially hazardous design approaches and addressed the possible risks by developing safety systems and barriers, and by stepping up the requirements for equipment and personnel. This philosophy was responsible for nuclear losing its competitiveness. Reactors of the current generation rely mostly on increasing the number of various engineered safety features and activity confinement systems, and on introducing more and more stringent requirements for equipment and personnel. This inevitably adds to the complexity of nuclear plants and, hence, to their cost.

NEI: So what is the long-term future for nuclear power?

Adamov: Fast reactors with a liquid metal coolant have the greatest physical and technical potential for inherent safety. This gives them greater economic efficiency than the first generation of such reactors. Recent investigations point to the feasibility of creating a nuclear technology in a reasonable time which will be close to the ideal of inherent, natural safety, without going too far from the technical solutions and materials that are already mastered by peaceful and military nuclear engineering. It has been demonstrated that adopting a high-density heat-conducting fuel and a chemically inert high-boiling coolant with low neutron activation gives

deterministic preclusion of prompt criticality excursions, loss-of-coolant accidents, fires and hydrogen explosions – with any human errors or equipment failures – as well as preventing radioactive emissions that would require evacuation of the population, even in the event of failure of containment or reactor vessel.

The high cost of the first fast reactors proved to be the main barrier to their wide application in the energy sector. It is imperative to reduce the cost of the next generation of nuclear power plants to make them competitive. This means that costs have to be reduced significantly, and this should be extended to all the main structures, systems and components. This can be achieved by applying the concept of natural safety. Its consistent implementation – starting with the basic technical approaches – affords greater simplicity in design, eases the requirements for basic and auxiliary components, plant structures and personnel, and makes it possible to dispense with additional safety systems – all resulting in cost reduction.

In addition, in Russia, there are possibilities for trimming the costs of nuclear power plants by improving design regulations as well as doing away with some expensive and unnecessarily cumbersome buildings, structures and infrastructure components.

NEI: Do you see any future for thermal reactors worldwide?

Adamov: The existing global – and Russian – reserves of natural uranium are not large enough to sustain long-term development of nuclear power based on thermal reactors. The potential resources of cheap uranium, estimated at just over 10 million tonnes, are smaller in terms of energy equivalence, than those of oil and gas, let alone coal.

At present, Russian nuclear power requires 2000 to 3300 tonnes of natural

Было время, когда это делалось в соавторстве с моими предшественником и сменщиком.



UNIVERSITA' DI PISA

К 100-летию
со дня рождения
Энрико Ферми

**ИНИЦИАТИВА ПРЕЗИДЕНТА РФ В.В. ПУТИНА
НА САММИТЕ ТЫСЯЧЕЛЕТИЯ - РЕАЛИЗАЦИЯ
"FERMI'S DREAM" И РЕШЕНИЕ
КАРДИНАЛЬНЫХ ПРОБЛЕМ XXI ВЕКА**

Михайлов В.Н.

*Министр
Российской Федерации
по атомной энергии
с 1992 г. по 1998 г.*

Адамов Е.О.

*Министр
Российской Федерации
по атомной энергии
с 1998 г. по 2001 г.*

Румянцев А.Ю.

*Министр
Российской Федерации
по атомной энергии
с 2001 г.*

**Международная конференция
"Э. Ферми и ядерная энергия"**



15-16 октября 2001 г., Пиза, Италия

Глава 9. Разное

Несколько лет отдано работе в составе ТАС (Technical Advisor Comity), где ежегодно 4 раза нам (Глухих, Кадомцев, Солонин) довелось экспертировать ход выполнения проекта ITER в Гаршинге (ФРГ), Сан-Диего (США) или Наке (Япония). НИКИЭТ был участником этих работ, разрабатывая бланкет системы преобразования энергии.

1112

FUSION TECHNOLOGY 1988

A.M. Van Ingen, A. Nijssen-Van, H.T. Klippel (editors)

Elsevier Science Publishers B.V., 1989

BLANKET FOR EXPERIMENTAL FUSION REACTOR (OTR) AND PRINCIPLES OF BASE STRUCTURAL MATERIALS SELECTION

E.O.ADAMOV, G.M.KALININ, V.V.RYBIN, A.M.SIDOROV, A.V.SIDORENKOV, Yu.S.STREBKOV, Yu.M.CHERKASHOV, V.P.VINOKUROV, V.A.IGNATOV

Research and Development Institute of Power Engineering

The paper presents the main concepts concerning the development of blanket design for the experimental fusion reactor (OTR). Its designation, design solutions and the main blanket characteristics and variables have been considered in this paper.

The X16H11M3T austenitic steel and the X20H45M4B nickel-based alloy have been chosen as the potential materials for the first wall components fabrication based on the analyses of structural material and operational conditions.

1. INTRODUCTION

The different design solutions of peaceful uses of fusion energy are being developed at present within the scope of national and international programs. One of the most promising trends is the development of reactors with magnet plasma confinement, equipped with toroidal chamber - tokamaks.

The transition from physical investigations to the development of commercial reactors of a given type is determined by a number of complicated design and technological problems to be solved. The validation of structural material selection for the reactor blanket is one of these problems. The stage of developing the commercial fusion power reactors precedes the stage of development of the experimental facilities where the physical, engineering and design solutions will be tested. The experimental fusion reactor (OTR) will permit to simulate and to study the processes changing the structural properties of materials of blanket under all operating factors.

2. OTR-FUSION REACTOR CHARACTERISTICS AND OPERATING CONDITIONS

The design developed during the last few years permits to determine the principle design solutions for the OTR blanket, its composition, characteristics and operating conditions and to select the structural materials.

The OTR blanket is designed to solve the following problems:

- to form a plasma chamber;
- to produce the conditions for tritium breeding in amounts ($K_t > 1$) required for the reactor self-sufficient and its extraction;
- to demonstrate the electricity and secondary fuel production;
- to provide the radiation shield for the electromagnet system;
- to locate the devices for additional plasma heating, the means for plasma diagnostics and fuel make-up;
- to locate the experimental channels for testing the structural components of candidate and perspective materials;
- to acquire an experience in remote and preventive maintenance of blanket;

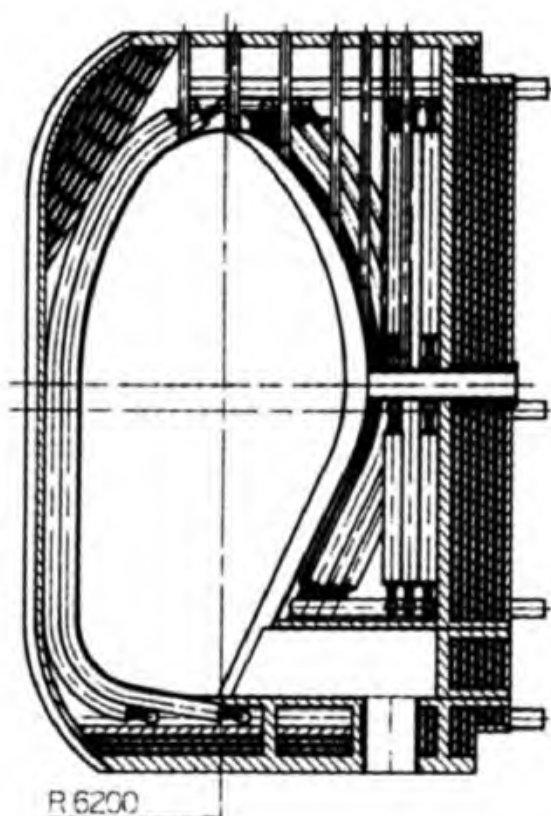


FIGURE 1
Experimental blanket sector
/cross-section/

- to check the main components and facilities for reliability and safe operation.

The basic diagram of the OTR blanket is presented in Figs. 1 and 2.

Blanket consists of 12 sections including:

- basic sections where the lithium zones for tritium breeding needed for reactor operation, are located (breeding ratio should be > 1);

- heating sections for locating the high-frequency system for plasma heating;

- diagnostical sections where the plasma control systems and diagnoses means are located;

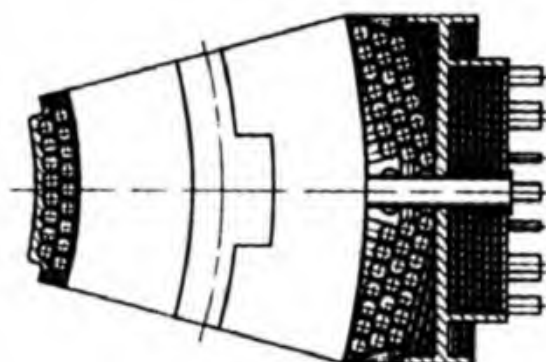


FIGURE 2
Experimental blanket sector
/longitudinal section/

- experimental sections that include the uranium zone apart from the lithium ones.

The selection of the basic structural materials is an important stage in solving the engineering problems of developing the experimental fusion reactors and depends on the operating conditions of the design elements and on the factors affecting on the materials.

The following main characteristics and parameters of the blanket are determined in accordance with the adopted concepts:

- mode of operation - cyclic
- burn time, s 600
- pulses, s 80
- number of cycles $3 \cdot 10^5$
- neutron energy fluence, MJ/m^2 $1.6 \cdot 10^8$
- maximum density of neutron flux per first wall, $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ $5 \cdot 10^{14}$
- maximum neutron fluence, cm^{-2} $7 \cdot 10^{22}$
- maximum dose of first wall radiation damage, dpa 70
- maximum heat flux, MW/m^2 per first wall area

(limiter)	0.25
- average heat flux per first wall area, MW/m ²	0.1
- basic lithium- bearing material	Li ₁₇ Pb ₈₃
- basic fuel mate- rial of experimental uranium section	UO ₂
- coolant	water
- coolant tempera- ture in basic section	50-80 °C
- temperature in experimental and lithium zones	270-285 °C

3. BASE STRUCTURAL MATERIALS SELECTION

We believe, that the selection and feasibility of the OTR structural material operability should not be significantly differed from the adopted approach to the selection of materials used for current nuclear power reactors. The problem of material selection is, however, complicated by the fact that at present it is not possible to determine the whole complex of factors affecting the materials, and to reproduce them in experimental way. The influence of each unit factor can be analyzed at present. The analysis of the simultaneous influence of operating factors is a problem to be solved in future and is not considered here.

The possibility to use steels and alloys of different types, such as: austenitic, ferritic, of transient type, nickel-based alloys etc, has been considered.

The X16H11M3T austenitic steel and the X20H45M4B nickel-based alloys were selected as perspective materials for fabrication of the first wall elements

of blanket components.

Irradiation effects significantly on the degradation of steel and nickel alloy properties (and consequently, on serviceability of the design). Despite the fact that the radiation swelling and effect of high-temperature radiation embrittlement do not occur within the operating temperature range, the neutron effect at temperatures less than 300°C results in significant decrease in plasticity. The uniform elongation can fall down almost to zero for several types of steels. In spite of the significant increase (2-3 times) in yield stress the plasticity remains no less than 2% within the whole operating temperature range for the selected austenitic steel of X16H11M3T type and the X20H45M4B alloy, as shown from the investigations. The relationship between the uniform elongation of austenitic steels or nickel-base alloy and the neutron fluence is presented in Fig.3.

Ionic irradiation in contrast to neutronic one effects on the surface layers of the first wall materials of the blanket only. In this case thinning of wall as a result of sputtering and evaporation of materials under ionic irradiation in a pulse, at plasma disruption, the formation of unipolar arcs and scalling of surfaces due to blistering can take place. The use of diverter permits to diminish sputtering and erosion of the first wall surface and therefore to decrease the thinning of the first wall under normal operating conditions. Thinning of the wall due to evaporation will be more than 2 orders lower than sputtering.

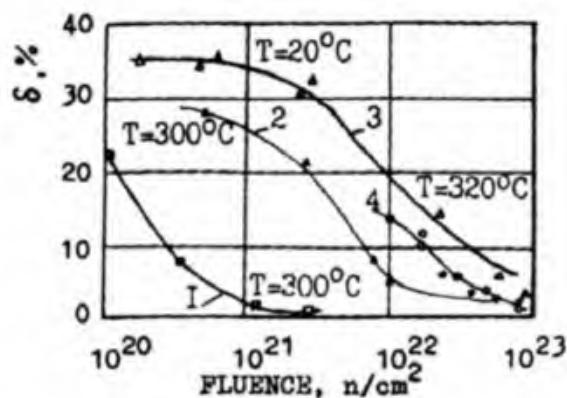


FIGURE 3

The relationship between the dose and relative uniform elongation of steels and austenitic alloys
1-X18H10T steel, 2,3-X20H45M4B alloy, 4-X16H11M3T steel

The surface erosion due to blistering and flecking is lower than in sputtering (fractions of micron per life time). Sputtering of the material due to ionic bombardment is a determining factor of wall thinning. Thinning of the first wall faced to plasma due to erosion may be decreased at the expense of various design solutions (use of protective shields, coatings, etc).

Structural materials of lithium zone elements in blanket are affected by coolant - water and lithium-bearing material-eutectic $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$.

The corrosion resistance in water does not cause a danger, due to the fact that this process has been well studied when using the austenitic steels and nickel alloys in nuclear power reactors. The uniform corrosion rate is equal to $10^{-2} \text{ g/m}^2\text{h}$ in water at $\text{PH} = 7+10$ and at temperatures up to 300°C for candidate materials of the X16H11M3T steel and the X20H45M4B alloy being selected.

The investigation of selected mate-

rial behaviour in eutectic showed that any corrosion damages, as well as changes in short-time mechanical properties do not occur after exposing in eutectic at 340°C for 7000 hr. The corrosion rate amounts to less than $10^{-3} \text{ g/m}^2\text{h}$.

Under neutron irradiation along with the tritium forming in eutectic and diffusing into structural material of lithium zone wall of blanket, a significant amount of helium and hydrogen will be formed in it.

The calculations showed that the amount of helium and hydrogen in austenitic steel was equal to 0.07 at % and 0.3 at % respectively during the OTR life. These amounts could lead to hydrogen embrittlement along with low-temperature radiation embrittlement. However the investigations showed that the O3X20H45M4 alloy is not prone to hydrogen embrittlement with hydrogen content up to 0.5 at %. Previously, the alloy was exposed to fluence of $\sim 10^{22} \text{ n/cm}^2$, then it was subjected to electrolytic hydrogenation and mechanically tested. The hydrogen content was determined on samples after the mechanical tests.

Thus, the carried out analysis of effect of various operating factors showed that the X16H11M3T austenitic steel and X20H45M4B alloy could be considered as candidates for fabrication of blanket components of the OTR being developed. Moreover, the X16H11M3T austenitic steel is brought to a commercial level and it has a high manufacturability and possesses good welding properties. The X20H45M4 nickel-based alloy can be considered

as an alternative candidate.

4. CONCLUSION

It should be noted that the OTR project being now developed permits to apply the available experience in developing and using the structural materials of current nuclear reactors. Low temperature permits to avoid a number of negative phenomena effecting on structural material properties—swelling and high-temperature radiation embrittlement and to decrease tritium

penetration through the wall of blanket lithium zone. At the same time the low-temperature radiation embrittlement is less dangerous, especially taking into account the cyclic mode of operation (thermocyclic effect) and production of helium and hydrogen in structural materials. The study of selected material behaviour under conditions of complex effect of operating factors is the main task of further investigations on validation of material selection.

Несколько лет мы сотрудничали с Басовым и его коллективом в разработках подкритических систем, выход которых в генерирующий режим обеспечивался включением лазерного источника. Использованием мишеней и в конечном счёте — дополнительным нейтронным потоком.

Публикации на эту тему стали спусковым крючком интереса к нам нобелевского лауреата Rubia. Специально, по моей инициативе, приехавшего в Москву для изложения Румянцеву предложений по выделению средств для сооружения в России подкритической системы, но уже на базе ускорителя. Заинтересовать Министра мы не сумели.

Есть одна многолетняя работа, представляющая для меня особую ценность. Примерно в 1987 г. мой друг К.В.Фролов обратился ко мне с предложением войти в состав редколлегии нового издания энциклопедии «Машиностроение». Прежнее её издание, 1950-х годов, не содержало никакой информации по ядерной технике. Именно за эту часть новой энциклопедии Константин Васильевич и предложил взяться мне. К началу 1990-х более 5000 страниц обычного машинописного текста были написаны ведущими, как тогда считалось, специалистами. Руководителями предприятий, заведующими кафедрами ведущих вузов, признанными авторитетами. Я прочитал весь присланный материал. Понял, что том энциклопедии, составленный на этой основе, будет отражать, не во всех, но в большинстве статей, вчерашний день ядерной техники.

Благодаря помощи коллег по отрасли, к которым я обратился в самые трудные из 1990-х годов, благодаря кафедре Доллежала (ныне Солонина) в МВТУ, этот уникальный труд лучших отраслевых профессионалов увидел свет.

Том IV-25
МАШИНОСТРОЕНИЕ
ЯДЕРНОЙ ТЕХНИКИ

Книга 1

Редактор тома д-р техн. наук
Е.О. Адамов

Раздел IV
РАСЧЕТ
И КОНСТРУИРОВАНИЕ МАШИН

Том IV-25
МАШИНОСТРОЕНИЕ
ЯДЕРНОЙ ТЕХНИКИ

Книга 2

Редактор тома д-р техн. наук
Е.О. Адамов

Редактор-составитель д-р техн. наук
В.И. Солонин

Ответственный редактор академик РАН
К.С. Колесников

Редакторы: М.Н. Михайлов (Системы автоматизации атомных электростанций и ядерных энергетических установок), М.И. Солонин (Технология и оборудование топливного цикла ядерной энергетики), В.П. Сметанников (Специальные энергетические установки), В.А. Глухих (Специальное оборудование ядерной техники), Л.Н. Шавелев (Производство, сооружение, монтаж, эксплуатация, управление сроком службы объектов ядерной техники)

Глава 10. К науке отношения не имеющая

Среди множества публикаций, которые никак нельзя отнести к серии научных, поэтому и в списке трудов они отсутствуют, тем не менее, хочу полностью привести две. Одна из них написана на закате перестройки в 1989 г. для журнала «Международная жизнь».

ЭКОНОМИЧЕСКАЯ РЕФОРМА И КОНВЕРСИЯ

Е. Адамов

НЕСКОЛЬКО месяцев назад одному английскому коллеге на международной конференции мне пришлось давать пояснения о противоречивых процессах в нашей экономической жизни. Оба мы по профессии не экономисты, даже терминологически разговор на эту тему был для собеседников сложен, но настойчивая любознательность профессора, в общественной жизни еще и мирового судьи, преодолела барьеры. Пытаясь найти аналогию сформировавшемуся у него представлению о причудливом сочетании административного и саморегулирующегося начал в структуре управления нашим хозяйством, англичанин напомнил, что его островная страна — единственная в Европе, использующая левостороннее движение транспорта. Время от времени раздаются голоса в пользу гармонизации правил с большей частью остального мира. В то же время наиболее осторожные реформаторы предлагают для начала ограничиться экспериментом: пустить по правой стороне одни автобусы. О конверсии разговора не было, но очень не хотелось бы, чтобы ей была уготована роль такого автобуса.

Вероятно, не только для зарубежного читателя, но и для многих соотечественников моих утверждение, что простым переносом в бюджетных строчках объемов затрат между, например, производством ядерных зарядов и медицинским обслуживанием можно проблему здравоохранения и не решить, покажется если и не абсурдным, то уж, во всяком случае, не очевидным. Многие из баллотировавшихся кандидатов на съезд ключевой частью своей программы рассматривали предложение о сокращении расходов на оборону как наиболее реальном источнике покрытия потребностей на социальные нужды. Ясно, что такие программы пользовались особой популярностью: и как миротворческие, понижающие уровень вооруженного противостояния, и как указывающие путь наиболее быстрого решения острых общественных проблем. Жаль, что при всей своей привлекательности предложения эти, мягко говоря, не были плодом основательных размышлений.

Состояние экономики вообще и ее потребительского сектора в особенности делают абсолютно невозможным и дальше реальное насыщение рынка компенсировать идеологическим пустословием. Здесь, очевидно, следует искать корни сугубо административных решений, от которых и произрастает пока конверсия. Вижу удивленное лицо читателя: как административных? Конверсия многими ассоциируется с самой что ни на есть перестройкой, чуть ли не с ее экономическим фундаментом. Правда жизни состоит, однако, в том, что конверсия и экономическая перестройка, безусловно, из одного семейства, в то время как конвер-

сия и механизмы саморегулирования экономики — даже не дальние родственники.

Когда административная система, в недрах которой рождена конверсия, приступила к ее реальному осуществлению, можно было, по крайней мере, предположить, что в этих же недрах выполнен и анализ сопутствующих проблем, а само решение, хотя и в старых традициях келейной политики, но взвешенно и детально продумано. Возникает, правда, проблема выбора между двумя не очень близкими точками зрения на примерный паритет двух противостоящих блоков: либо он был реализован с избыточностью в некоторых видах вооружения с нашей стороны, либо в случае паритета подлинного, мы, по сути дела, ведем одностороннее разоружение.

Чем же кроме сиюминутных политических дивидендов руководствовались кандидаты в избранники народные, вносившие предложения по сокращению оборонных затрат? Сокращению чего? Того, что не знал народ, кроме тех, кто по наследственной нашей доверчивости верил, что расходы на оборону составляют 20 миллиардов рублей. Рискну высказать еретическую мысль, что точно расходы эти и современное правительство не знает. Тому препятствием не только пресловутая секретность, охранявшая часто не истинные интересы государства, но индивидуальные и групповые интересы. Кроме изобретенных государством способов прятать расходы наверняка есть и ведомственные «хитрости». Сюда примешиваются и гримасы статистики (двойной счет), и абсолютное наше неумение учитывать эффекты технологических новаций.

Уходящие корнями в тщательную заботу бюрократии, чтобы по правилам ни один изобретатель не заработал много (то есть больше самой бюрократии), предрассудки эти лишили не только изобретательнейший народ наш материальных стимулов к изобретательству, но и саму нашу экономическую жизнь точного знания, сколько же, например, бесплодный пока в смысле его конечной реализации термояд дал нам прибыли в результате внедрения технологий, обязанных своим рождением этому несостоявшемуся пока супердетищу технического прогресса XX века. Вакуумную и криогенную технику, плазменные технологии, ионное легирование, сверхпроводимость, хотя и в ее низкотемпературном варианте, даже при нашей неизворотливости мы используем достаточно, чтобы затраты на термояд считать многократно оправданными. Для европейского центра ядерных исследований (ЦЕРН) не представляет проблемы заказ в промышленности наиболее сложных и технологически уникальных экспериментальных устройств. И платит ЦЕРН по себестоимости. Прибыль промышленность получает потом, когда уникальность единичного заказа ученых оборачивается реальными рыночными барышами. Попробуйте у нас появиться на серьезном заводе с аналогичной задачей! Бесспорное первенство по тем же «Токамакам» мы растратили в «борьбе» с нашими строителями и промышленностью.

Вернемся, однако, к оборонным расходам. Предположим, что я ошибаюсь и введомо правительству нашему цена оборонного потенциала во всех его ипостасях. Думаю, правда, что в этом случае при всей решительности в ломке догматических установлений не было бы нужды скрываться за доводами о неконвертируемости рубля. Несопоставимость зарплаты и стоимости, например, автомобиля в нашей стране не мешает опубликованию их сложившихся рублевых значений и эквивалентов в валютах приобретающих эти автомобили стран. На I Съезде народных депутатов впервые официально названа весьма скромная по сравнению с оценочными сумма военных расходов — 77,3 миллиарда рублей. Если цифра эта не будет подвергнута сомнениям, как это уже случилось с объявленным прежним министром финансов дефицитом государственного бюджета, и не поползет существенно вверх, тем более видеть в обо-

ронных тратах основной источник решения социальных задач не приходится.

Более того, действующий парламент должен был бы потребовать от заместителя Председателя Совета Министров СССР, отвечающего за оборонную промышленность, И. С. Белоусова обоснования достаточности этих затрат для обеспечения обороноспособности государства. При столь разительном отличии их с тем же американским бюджетом тезис о достаточности вряд ли докажем только ссылкой на разницу в оплате военнослужащих и услуг персонала оборонных отраслей. Готовность заместителя премьера активно подключить оборонный потенциал к лечению, как он выразился, десяти болевых точек, безусловно, ласкала слух депутатов. В то же время полное отсутствие информации, хотя бы и в привычном императивном плане, об уровне нашей обороноспособности, по меньшей мере, удивляет, как, впрочем, и отсутствие интереса депутатского корпуса к этой проблеме: что это — оборотная сторона многолетнего гипертрофированного, как теперь полагают, внимания к обороне?

Перевозка грузов транспортной авиацией ВВС вместо тренировочных полетов без хозяйственной пользы, безусловно, позволяет сочетать подготовку летных кадров, поддержание техники в должных эксплуатационных кондициях с реальным эффектом снижения напряженности грузопотоков. Даже стройбаты при всей очевидной неэффективности использования трудовых ресурсов (производительность труда в стройбатах раз в 6 ниже, чем, например, у Злобина) социально полезны. Не найдя способа в тех же условиях, где используется труд стройбатов, получать больший эффект меньшими силами, нельзя из общих соображений примитивной конверсии сокращать эту деятельность инженерных войск нашей армии, количество занятого там личного состава. Кроме вреда, такое скачкообразное изменение ничего не принесет. Хотя можно и должно составить и реализовать за возможно сжатые сроки программу постепенного отказа от выполнения строительных работ в порядке воинской повинности и получить в результате все возможные социальные и экономические преимущества.

Тем более сокращение количественных показателей вооружения не может без качественного их изменения сохранить потенциал неизменным. Да и количественный баланс годится только для натуральных показателей производства, а также прямого сопоставления объемов вооружений противостоящих блоков. В разработке новой техники общие процентные сокращения не могут не сопровождаться конкретным рассмотрением программ и проектов, как это, например, делают соответствующие комиссии конгресса США. И коль скоро от дальнейших разработок СОИ пока американцы не отказались, не худо бы знать народу нашему, уцелеет ли наш так называемый «асимметричный ответ», как его любят называть.

Явное отсутствие внимания высшего государственного органа к структуре оборонных расходов в сочетании с укоренившейся аппаратной практикой все новации доводить до абсурда (кукуруза — так от полюса и до полюса!), а также с бытующей традицией в качестве «козла отпущения» в первую очередь выставлять отечественную науку заставляют не без оснований опасаться, что бури бюджетных преобразований прежде всего сметут не избыточное производство серийного вооружения, а новые разработки. Для этого достаточно равномерно распределить объявленный процент сокращения между производством и НИОКРскими работами.

Таким образом, открытым остался вопрос о достаточности оборонного бюджета и возможности черпать из него ресурсы на другие общественные потребности. Должных пояснений возможности движения по

этому пути, обоснования допустимости объявленного дальнейшего сокращения затрат на оборону члены Верховного Совета не услышали и, как ни странно, даже их не требовали.

Тем не менее трудно назвать такую промышленную продукцию, выпуск которой не планировался бы оборонным отраслям. Для электронной промышленности, Минсвязи, радиопрома конверсия означает лишь увеличение масштабов и прежде многомиллиардного участия в рынке бытовой электроники, естественно, с достижением новых рубежей потребительских качеств этой продукции. Бывшему же Минсредмашу, ныне Минатомэнергопрому, на рынке товаров народного потребления, по сути дела, предстоит еще только появиться. Отрадно, что бенефис этот сулит решить такие проблемы, как выпуск персональных компьютеров современных характеристик, фотоаппаратов типа «Поляронид», батареек электропитания, дефицит которых обратно пропорционален их качеству, комплектного оборудования для переработки молока, обеспеченного фирменным обслуживанием. В конверсию включаются остальные предприятия так называемой «девятки».

Почему же взоры наши обращаются к оборонным предприятиям, когда ищем мы выхода из наших экономических трудностей, если очевидно уже, что большого «навару» в чисто бюджетном плане не предвидится? По-видимому, надежды связываются с использованием того потенциала, который за многие годы собран в оборонных отраслях и который не только и, может быть, даже не столько сводится к материальным аспектам обеспечения, сколько к интеллектуальному богатству, сосредоточенному в этой сфере. Безусловно, реально существовавшая в течение многих лет необходимость, а позднее культивировавшаяся по инерции практика приоритетного обеспечения оборонных предприятий способствовали, как правило, их лучшему техническому и технологическому развитию, а для коллективов оборачивались социальными благами. Однако приоритет производства над социальной сферой, как элемент государственной многолетней политики, сказался и здесь, а тенденции уравниловки практически сnivelировали в 80-х годах преимущества социального обеспечения персонала оборонных предприятий. До известного времени участие в укреплении, как мы многие годы называли, «обороноспособности Родины» способствовало формированию моральных приоритетов как службы в армии, так и работ по созданию и совершенствованию военной техники. Заметим, что стимул этот, будучи достаточно мощным, например, в 50-х годах, практически трансформировался в 80-х годах до смены знака, что не могло не сказаться как на современном состоянии, так и особенно на перспективах сохранения лидирующих позиций оборонных предприятий в сравнении с другими предприятиями народного хозяйства.

Чернобыльская авария, землетрясение в Армении, взрыв газа в Башкирии, крупные катастрофические события в других странах, как правило, сопровождались использованием армейских подразделений, как наиболее мобильной, хорошо подготовленной к действиям в экстремальной ситуации силы для смягчения и устранения последствий трагических происшествий. Кстати, такой образ действий и экономически наиболее приемлем для общества, так как существенно снижает расходы на ликвидацию последствий аварии по сравнению с любыми другими вариантами государственных решений. Причем, чем жестче действует государство в экстремальных ситуациях, тем результативнее оказывается итог. Сравнимые по масштабам аварии на Урале и в Чернобыле по экономическим последствиям привели куда как к более тяжелым для страны итогам в 1986 году. Как хорошо знают непосредственные участники послеаварийных событий, масштаб привлеченных ресурсов и уровень организации работ, особенно в начальный период, были далеко не

122 Е. Адамов

обращениями. Многократно большими, чем минимально необходимо, оказались затраты государства и после землетрясения в Армении. Конверсия управления, начатая 1985 годом, не принесла и до сих пор ощутимых результатов в уровне жизни населения, но, как, в частности, показала и упомянутые аварийные события, само государство очень быстро ослабло.

В условиях грядущих сокращений армейских расходов и реально военной последствия процесса демократизации, сопровождаемого, к сожалению, резким падением трудовой дисциплины, риску на не претендующее на популярность предложение использовать соответствующим армейским специалистам на эксплуатации опасных производств, в первую очередь объектов атомной энергетики. И не в порядке сокращения численности армии, а в порядке конверсии ее забот. Правое же, при сокращении числа атомных подводных лодок и переводе личного состава и определению безопасности дела АЭС мы более спокойны могли бы быть в эти смутные годы.

Может быть, нетерпеливый читатель, уже уловивший неоднозначность моего отношения к конверсии (точнее, к тому, как она реализуется), увидит аналогию. Состояние экономики в недалекой перспективе, а управление экономикой уже сейчас специалистами часто оценивается как катастрофическое. Казалось бы, с этих позиций логичным кажется именно такой сценарий конверсии, который и осуществляется: поручение оборонным предприятиям народнохозяйственных задач. Кадровый состав руководства конверсионных отраслей претерпел столь малые изменения, что один из ярких представителей старого поколения администраторов, выступая перед руководителями предприятий, осуществляющих конверсию, очевидно, по иронии заявил, что «поставленные партии задачи будут выполнены любой ценой».

Вот о цене то как раз и следует всерьез поговорить. Причем не только о, может быть, в первую очередь не столько о себестоимости в цене новой продукции на новых рынках. Первые затраты как, точнее, первые потери мы уже несем в связи с размыванием того потенциала, который накоплен в оборонных отраслях и на который возлагается роль валютно-посредничества. Тенденции, наблюдающиеся в этом плане, выше уже упоминались, и к наиболее серьезным из них следует отнести проблемы кадрового воспроизводства, обусловленные падением престижа предложения труда в оборонных сферах и сменой направленности векторов общественных интересов. Стабильность привнесших в сегодняшнему состоянию процессов ничего общего не имеет с осознанной социальной необходимостью. Вряд ли во здравому размышлению кто-то взял бы на себя ответственность за целенаправленность такой политики. Нельзя представить себе государство, сознательно отрегулировавшее экономику таким образом, чтобы материальный достаток работников, не требующего высокой квалификации, при любом количестве и качестве его труда превращал заработок специалиста, получившего хорошее образование и добросовестно, в соответствии со своими знаниями, работающего.

Стоит ли удивляться, что по экономическому Чернобылю мы устраним ежегодно, привлекая к сельскохозяйственным работам во время уборочной страды и трудящихся из городов, и военнослужащих, и студентов. Административная система в свое время установила уголовную ответственность за разуплотнение новой техники вместо ремонта ее отслуживший срок, что порождает безысходности, а порой и от разгильядности практиковалось во всем. Но разве не из этой серии решений, нарушающих нормальный ритм индустриальных предприятий, учебный процесс в вузах и творческую атмосферу в науке (и тех институтах, где она, конечно, существует)?

Всем очевидно, что уходом конвертируемость рубля не вводить,

споры идут только об этапах, предшествующих частичной и полной конвертируемости нашей денежной единицы. Но разве не настолько же ясной является и по сию пору сохраняющаяся глубокая, как пропасть, разница рубля зарплатного и рубля в сфере хозяйственных отношений социалистических предприятий, созданная многими десятилетиями развития нашей экономики административно-волевыми путями? А не меняя этой системы, разве разумно было создавать кооперативы, статус которых кардинально и сейчас еще отличается от государственных предприятий, в сферах деятельности, где они получили возможность перекраски различных типов денежных единиц, составившей основную базу быстрого их обогащения и видимого нарушения социальной справедливости в обществе?

Видимо, прав академик, а теперь и заместитель премьера Л. И. Абалкин, утверждая, что влияние кооперативов на экономику пока не могло быть решающим. Но чем измерен косвенный ущерб, статистически связываемый только с деятельностью государственных предприятий, руководители которых пытались и пытаются найти способы не проиграть в соревновании с кооператорами за трудовые ресурсы? Не здесь ли корень болезни, приведшей к экспоненциальному росту денежных выплат, лечить которую сегодня пытаются налоговым регулированием, с явной опасностью в еще большей степени увеличить неравенство предприятий с различными формами собственности и организации труда? Вольно первой газете страны восхищаться, что в кооперативе водитель грузовика зарабатывает по 1300 рублей. Но если принять это за точку отсчета, то специалист с университетским образованием и высокой трудовой эффективностью в НИИ должен получать в месяц никак не менее 2000 рублей. Та же «Правда» приводила примеры, когда уровень оплаты в некоторых институтах достигал такой отметки, однако сообщалось об этом, как о фактах рвачества и не в пример ставилось, а в осуждение.

Вопрос о собственно ценах на продукт конверсии еще до конца не обнажился и в полном объеме проявится, вероятно, не ранее конца 1990—1991 годов. Ни практика ценообразования, ни существенные различия в структуре затрат различных по ведомственной принадлежности предприятий не позволяют надеяться на приемлемые для народнохозяйственного потребителя цены продукции заводов оборонных ведомств. Из прошлого нашего опыта тому примерами и трактор «Кировец», и комбайн «Дон» (хотя и выпускается он не на оборонном предприятии, но как пример в контексте разговора о ценах вполне уместен). Однако, как ни ругаем мы административно-командный период, баланс решений в те времена соблюдался. И государство доплачивало не только за планово-убыточное мясо (ставшее, кстати, убыточным только в 60-х годах), но и за, например, топливно-энергетические ресурсы, за те же комбайны и трактора. Напомним тем, кто считает такие решения нашей национальной особенностью, что, например, в ФРГ угольная промышленность тоже убыточна и разница в стоимости органического топлива, добываемого в Западной Германии, и на мировых рынках покрывается из государственного бюджета.

Вряд ли у кого-то возникают сомнения в том, что оборудование для переработки молока или мяса, легкой и других видов промышленности, изготовленное «девяткой», будет многократно качественнее, чем у традиционных поставщиков. Но и цена, безусловно, будет другой. Если проблема немецких шахтеров решается за счет налогоплательщиков, естественно, как социальная, корнями уходящая в прошлое, то предстоящие проблемы дисбаланса цен продукции «девятки» и возможностей оплаты ее народнохозяйственными потребителями мы создаем только потому, что, объявив переход к государству, управляемому по законам экономики, продолжаем решать проблемы административным образом.

Юмор моего английского коллеги превращается в мрачноватую действительность.

После трагических событий на подводном флоте немало публицистических стрел было выпущено по реально существующим проблемам условий труда и даже обеспечения безопасности военных специалистов на тех или иных объектах оборонной техники. Забывалось при этом то простое обстоятельство, что авторитарные государства могут сконцентрировать ресурсы на решении узких целевых задач, например создать атомную бомбу и средства ее доставки, но не в состоянии достичь во всех сферах жизни своего народа уровня большего, чем соответствующий уровню культуры и организованности общества в целом. Для создания той же атомной бомбы в единой отрасли пришлось сосредоточить все: от горнодобычи и рудопереработки до теоретической физики. При общезвестном отставании отечественных средств вычислительной техники наш «Буран» совершил посадку автоматически, в то время как при всех полетах «Шаттлов» в передовых по уровню автоматизации США требовалось участие пилотов. Поэтому величайшим заблуждением политиков западного мира является предположение, что ограничение на поставки в СССР, например, той же вычислительной техники может сказаться на уровне обороноспособности. Скажется это, и уже реально сказывается, только на прогрессе в тех областях, которые определяют уровень жизни нашего народа да еще скорость решения экологических проблем, непосредственно влияя, кстати, не только на здоровье нашего населения, но и на окружающую среду тех государств, лидеры которых продолжают столь архаичную политику.

Не меньшим, однако, заблуждением является предположение, что общий уровень образования, отношения к труду, несовершенство хозяйственных механизмов можно скомпенсировать, растягивая на все народное хозяйство одеяло интеллектуальных и материальных ресурсов оборонного комплекса. Уже раздаются разумные голоса, призывающие понять, что благосостояние наше не изменится от смены механизмов распределения, например, имеющихся запасов продуктов питания. Однако конверсия почти поголовно представляется панацеей чуть ли не от всех наших бед.

Много читателю нашему доставляет современная пресса критической пищи. Естествен интерес сегодня не столько к отрицанию и пусть даже очень красивым объяснениям, почему в той или иной сфере что-то плохо, а к прагматическим программам, к реальным предложениям. В этой связи и автору предшествующей части статьи возможен если не упрек за критический настрой, то, по крайней мере, вопрос: «Вы за конверсию или против? Если за — то как ее надо реализовывать?». Только на первый из двух прямо поставленных вопросов возможен столь же прямой ответ: «Однозначно — за». А вот как... Ведь не возьмется же честный доктор врачевать больного, не зная точно диагноза. И уж, во всяком случае, следуя древнему врачебному принципу «Не вреди!», не предпримет никаких действий, не будучи убежден, что действия эти состояния больного не ухудшат. В критической преамбуле настоящей статьи автор пытался до читателя довести мысль о недопустимости и уже, к сожалению, состоявшемся практическом вреде действий, которые, продолжая медицинскую аналогию, представляются не столько лечением нездоровой части организма, сколько разрушением нормально функционирующей.

Все уже, видимо, хорошо понимают изрядную долю лукавства в утверждениях о проблемах, связанных с 18 миллионами управленцев в стране: в цифру эту, думаю, не по недоразумению, а не без умысла, оказались включенными не только министерские начальники, но и персонал предприятий, вплоть до мастеров производственных участков. Но

куда как менее ясно воспринимается другая данность нашего времени: более 12 миллионов рабочих и служащих в сельском хозяйстве. Именно в расчете на эту армию был ориентирован государственный заказ, в результате которого мы производим тракторов в полтора раза больше, чем Япония, США, ФРГ и Франция, вместе взятые. И по комбайнам, как известно, картина не лучше. Причем здесь статистике нашей можно верить, в отличие от данных по объему сельскохозяйственной продукции: не видать на прилавках наших 86 процентов продуктового изобилия США, например. Не окажется ли государственный заказ на оборудование для всех сфер народнохозяйственного комплекса столь же малообоснованным, как и прежде?

Судя по американским и западноевропейским дорогам, конверсия предстоит и производителям наших грузовиков: не бегают по автобанам и городским улицам аналоги наших газиков и зиллов. Перед тракторными и комбайновыми заводами, очевидно, тоже стоит конверсионная задача по смене продукции, хотя эти предприятия (или их соответствующие производства) оборонными и не были. Плата за конверсионные издержки обусловлена неадекватностью механизмов управления предшествующего периода. Но в такой ли мере сменились эти механизмы, что гарантируют оборонную индустрию от повторения ситуации, сложившейся у тракторно- и комбайностроителей? Ведь не производители молока и мяса или перерабатывающие их предприятия заказывают для себя оборудование, а действует все та же структура формирования государственного плана. Все западные рекорды долголетия сохранения на конвейерах автозаводов побил знаменитый «жук» — «Фольксваген». Но удерживал его на конвейере рынок. А сам феномен этот созданию современного «Мерседеса» не помешал. «Волга» тоже, видимо, рекордсмен. Однако своим «достижением» она обязана дефициту и так называемой «плановой экономике». А «Мерседеса» отечественного, судя по всему, в ближайшее время не предвидится.

Обозначив стремление присоединиться к международному разделению труда, не совершаем ли мы новую ошибку, пытаясь у себя развить до мирового уровня все виды продукции, а в том числе и те, в которых безнадежно отстали? Ведь даже ресурсы «девятки» недостаточны, чтобы через три года выпускать тот же «Мерседес» в потребностях рынка. Не правильнее ли сосредоточиться только на тех направлениях, где мы или на том же уровне, что и Запад, или даже его опережаем: да-да, опережаем, как ни непривычно это слышать в последние годы критического настроя, такие направления у нас реально есть. В областях, требующих высокого технологического уровня, это все те же космическая и атомная техника. В науке — целый ряд направлений, плодами которых куда эффективнее пользуется западная индустрия, чем это получается у нас в результате противоестественного процесса «внедрения».

Не конверсия сама по себе, как стратегия переориентации на жизненные потребности людей общественных ресурсов, а тактика ее реализации вызывает серьезное беспокойство. Провозгласив переход на экономические формы управления, недопустимо конверсию реализовывать административным путем. Недопустимо и саму оборону исключать из сферы жизненных потребностей членов общества. Сосредоточение на явно неблагополучных отраслях народного хозяйства, таких, как производство продуктов питания, строительство, транспорт с их огромными внутренними резервами трудовых ресурсов, — вот очевидные и первоочередные заботы всех уровней государственного управления. Реализованные экономическим путем, соответствующие мероприятия, естественно, используют и потенциал оборонного комплекса: интеллект работающих здесь специалистов и созданный промышленный кулак. Как закономерно в так называемых «странах капитала» ведущие в оборонном комп-

лексе корпорации являются законодателями и на рынке наукоемких потребительских товаров, так и предприятия «девятки» потянутся за продуманными заказами в условиях экономических отношений.

Самое время отметить здесь существенную разницу между большинством предприятий не только «девятки», но и вообще предприятий нашего народного хозяйства и фирм стран рыночной экономики. Плановое хозяйство долгие годы предполагало замыкание экономических балансов только на уровне страны, региона и частично отраслей. Отдельное предприятие, как правило, не выступало не только как самостоятельная хозяйственная единица, но и как конечный производитель товарной продукции. Практически всюду и сегодня разомкнут цикл «научные исследования — опытно-конструкторские разработки — производство продукции — эксплуатационный сервис». В этих условиях проведение экономических барьеров между предприятиями в еще большей степени усугубило ситуацию в смысле потребительского эффекта.

Выделение внеотраслевых концернов — не что иное, как попытка решить проблему увязки полной цепочки создания потребительского продукта. Но если не абстрагироваться от реалий сегодняшнего дня (с его дефицитами, отсутствием экономики, базирующейся на твердой денежной единице, причудливым сочетанием административной структуры и факторов саморегулирования), три выделившихся из ведомственной принадлежности концерна образуют не что иное, как новые микроведомства с точки зрения организации государственного управления: с отдельными строчками планирования, снабжения и финансирования. Не проще ли увидеть прямую аналогию между большинством наших отраслей и зарубежными концернами?

Забываясь об антимонопольных барьерах, можно из таких, например, министерств, как Министерство авиационной промышленности, создать несколько крупных концернов, учреждение которых поглотит, кстати, значительную часть аппарата управления. Имея другую целевую функцию, сегодняшние управленцы, экономисты и другие специалисты ведомств, подвергаемые незаслуженному общественному ostrакизму, составят костяк корпуса менеджеров социалистических фирм и концернов. В смысле общественной оптимизации использования трудовых ресурсов и профессионального потенциала это куда эффективнее, чем досрочное пенсионное обеспечение сокращаемого аппарата управления, его случайное трудоустройство на предприятиях, где в условиях существующей структуры в нем нет необходимости. Причем происходит все это одновременно с огромными усилиями по переподготовке специалистов предприятий, не имеющих опыта управления, в менеджеров.

Концерн, созданный на базе КБ Туполева или Ильюшина, получит в лице оставшейся части Минавиапрома орган, выступающий от имени государства заказчиком и никоим образом не вмешивающийся в проблему управления концерном. На время, необходимое для преодоления дефицитности экономики, министерство выполнит функции распорядителя не только кредитов, но и лимитов, фондов, нарядов — всех рудиментов административного государственного управления. Отмирание этих функций должно происходить не по декрету, а естественно: появление свободных строительных мощностей на рынке немедленно упраздняет функцию распределения лимитов подрядных работ и т. д.

Никогда государства свободной экономики не ставили на первый план антимонопольную политику. Эта проблема становится на повестку дня только при достаточно развитой экономике. Причем решение ее неоднозначно. Если в США, например, на рынке разработчиков и поставщиков оборудования атомных станций выступают несколько концернов, таких, как «Вестингауз» или «Дженерал электрик», то во Франции действует один гигант — «Фроматом». В этой же стране монополизирована

и эксплуатация атомных станций, объединяемых фирмой «Электрисите де Франс». Поразительно отличаются результаты: если во Франции, более 70 процентов электроэнергии которой производится на АЭС, за 15 лет стоимость сооружения АЭС выросла примерно в 1,7 раза, то в США при полной монополизации как создания, так и эксплуатации АЭС за тот же период стоимость повысилась более чем в 6 раз. Начав с приобретения американской лицензии в условиях внутреннего монополизма, «Фроматом» в последних разработках обогнал, по общему признанию, своего американского соперника.

Монопольный внутри страны «Фроматом» в то же время ведет жесткую конкурентную борьбу на международных рынках с такими своими аналогами, как тот же «Вестингауз» или «Мицубиси». Заботясь о достижении мирового уровня нашей продукции, мы могли бы на первых порах превратить в концерны целые отрасли, например того же атомного машиностроения. Беспокоиться об отсутствии конкуренции в мире не приходится. Только объединение научного, конструкторского и промышленного потенциала может гарантировать завоевание места на международном рынке, и только выход на этот рынок вытянет уровень нашей отечественной продукции. Перестройка отраслей в ряд концернов или превращение некоторых отраслей в концерны — такими представляются мне неотложные этапы структурных преобразований как решающего фактора внедрения подлинно экономических отношений, естественно, в новых условиях собственности.

Позвольте, вновь возразит дотошный читатель ряда официальных выступлений. Ведь экономические отношения уже реализуются, все предприятия с 1989 года работают на полном хозяйственном расчете. Договорные отношения провозглашены основной формой горизонтальных связей во всем народном хозяйстве... Многое еще провозглашено и объявлено. Но как неуклонно столовая нашего института из месяца в месяц получает все меньше и меньше основных продуктов при неубывающих показателях статистических сводок, так и во взаимоотношениях предприятий все больше господствует принцип натурального обмена. Зримо наблюдается картина распада пусть плохой, но дееспособной системы социалистического рынка (со всеми ее издержками нарядов, фондов, лимитов), на смену которой приходит внегосударственная система внеэкономических отношений. Именно в этих условиях может нарушаться логика материального стимулирования, с точностью до наоборот выворачивающая общественные приоритеты. Рынок товаров и услуг в условиях дефицита неминуемо превращается в «черный рынок». Экстраполяция наблюдаемых тенденций несложна, и можно только удивляться тем, кто удивляется неэффективности действий государства в борьбе с преступностью или фактами такого транспортного саботажа, который целую республику оставляет без средств доставки всего необходимого для ее жизнедеятельности.

Начав перестройку с коренных проблем нашего государства, определив главные причины плохого функционирования экономики — база любой общественной формации, мы вдруг ринулись совершенно в другую сторону. Возможно, что слишком прочно сидят во мне догматы, но я и сегодня всерьез верю во вторичность надстройки над базисом. Более того, побывав в разных странах, принадлежащих к числу тех, которые наша пресса вчера еще называла «свободными» только в кавычках, получил немало тому убедительных подтверждений. Ни в одной из них я не увидел столь разительных отличий уровня экономики от уровня культуры и степени демократии. И трудно отделить уже в нашей действительности реального поборника общественного прогресса от умелого демагога, решающего проблемы своего политического возвышения не только на трудностях бытия, но порой и на крови своих соотечественни-

ков. Создание политических институтов, предупреждающих захват власти диктатором или хунтой, так же необходимо, как и возрождение оппонентуры как побудительного фактора общественного развития во всех его сферах. Но почему это надо делать в ущерб первоочередным экономическим интересам? Право же, наличие скромного достатка на полках магазинов мне кажется куда как большим социальным успехом, чем возможность свободно пообсуждать личную жизнь Горбачева или поспрашивать очевидную неприязнь Ельцина и Лигачева (куда как полезнее, как мне кажется, был бы публичный, в прессе или на телевидении, диалог эти двух политических деятелей. Может быть, тогда удалось бы понять, чем же на самом деле отличаются принципиально позиции этих таких похожих вчера еще секретарей обкомов).

Многое из совершаемого на наших глазах, в том числе и ошибки, совершается не из злого умысла. Первоисточником поспешностей, как правило, является желание побыстрее все исправить и улучшить. Но как добрыми намерениями, говорят, дорога в ад вымощена, так и поспешность в ответственных решениях всегда чревата потерей устойчивости государственного корабля. Осознав ошибочность пути, нужно очень точно проложить дальнейшую траекторию, чтобы не растратить энергию в броуновском хаосе случайных перемещений. Можно, конечно, спорить, куда тратить заемную валюту: на покупку автомашин и видеомагнитофонов или на строительство заводов для их производства. Но нельзя не видеть, что оба способа уже испробованы (ГАЗ — до войны, ВАЗ — в последнее время, а покупки ширпотреба — во все годы нефтяного Клондайка). И ни один из них не решил коренную проблему — создание стимулов для высокопроизводительного труда подавляющей части общества.

Можно, сначала отрицая предложение о сокращении капитальных вложений в стране, затем осуществлять его в гиперболизированном объеме. Но нельзя не понимать, что не объем капитальных вложений является бедой нашего строительства, а самая низкая после сельского хозяйства производительность труда, кстати, сопровождаемая самым высоким для государственных предприятий уровнем средней заработной платы. Избыточная по расточительству ресурсов практика наша, при любом снижении объемов капвложений, ресурсов для рынка не высвобождает. Будут ли они разворованы, станут ли жертвой бесхозяйственности, отсталой технологии или пропадут другим способом, не очень существенно. Важно только, что темпы решения всех народнохозяйственных задач и социальных тоже, несомненно, замедлятся. В очередной раз мы пытаемся лечить не болезнь, а боль, воздействовать не на глубинные процессы, а на их внешнее проявление.

Уставший, наконец, читатель, спросит: какое отношение все это имеет к конверсии? Самое непосредственное, если только не воспринимать проблему конверсии как смену производства танков на трактора, хотя нельзя не видеть, что до сих пор ее иногда так и пытаются представить. У нас есть великолепные образцы конверсии, есть люди, совершившие конверсию с уровня общего равнодушия на уровень сжигания себя, добившиеся и в застойные годы высокой общественной результативности. Нам нужна подлинная конверсия общественного сознания, конверсия политики и, конечно же, прежде всего конверсия экономики от ее устоявшихся, во многом окаменевших форм к свободе развития на базе экономических законов. Не поняв эти законы, не надо спешить действовать. Только в одном направлении ресурсов общество не может оказаться расточительным, сколько бы их ни выделило, — это образование и культура.

Другая — когда завершил свою государственную службу. Внимательный читатель поймёт, почему я это сделал.

Стратегия сжатого кулака

Евгений АДАМОВ

Тема развития атомной энергетики не раз затрагивалась в нашем журнале. И судя по откликам читателей, является одной из наиболее актуальных и интересных. Как сделать нашу жизнь и жизнь последующих поколений комфортной и безопасной? Как раз и навсегда предотвратить аварии на атомных объектах? Как сделать работу предприятий атомной отрасли слаженной и хорошо управляемой? Ответы руководителей ряда ведущих предприятий атомной отрасли на эти и другие вопросы уже печатались на страницах «ЭС». Но, как известно, истина рождается в споре, на перекрестке мнений.

Евгений Адамов около 40 лет проработал в атомной отрасли: прошел путь от инженера до заместителя директора Института атомной энергии (ИАЭ) имени Курчатова, участвовал в создании ядерных энергетических установок для использования в космосе, был начальником смены при испытании таких объектов, руководил исследованиями жидкометаллических теплоносителей. Почти 20 лет преподавал в МАИ.

В 1986 году Евгений Адамов возглавил созданный в Курчатовском институте штаб координации работ по устранению последствий аварии на Чернобыльской атомной станции. Более 3 месяцев в том же году работал на площадке ЧАЭС в составе трех правительственных комиссий.

С 1986 года — генеральный конструктор, директор Научно-исследовательского и конструкторского института энерготехники (НИКИЭТ). Возглавлял разработку научных основ широкомасштабного развития атомной энергетики. Выполненные за этот период в отрасли, Институтах РАН и промышленности работы легли в основу Стратегии развития атомной энергетики РФ на период до 2050 года, одобренной решением Правительства РФ в 2000 году. Опира-

ясь на эти достижения, Президент РФ В.В. Путин на Саммите тысячелетия в Нью-Йорке выдвинул инициативу Международного проекта по энергетическому обеспечению устойчивого развития человечества, кардинальному решению проблем нераспространения ядерного оружия и экологическому оздоровлению планеты Земля.

С 1998 по 2001 год возглавлял Министерство РФ по атомной энергии. 4 марта 1998 указом Президента РФ назначен на пост министра РФ по атомной энергии в правительстве Черномырдина. Сохранял этот пост в правительствах Кириенко, Примакова, Степашина, Путина и Касьянова.

Колоссальный опыт работы и в качестве инженера, научного работника и на руководящих должностях, причем на разных уровнях, наверное, дает возможность выявить коренные проблемы и потенциал отрасли в целом. Доктор технических наук, профессор, Заслуженный деятель науки и техники РФ, академик Российской академии инженерных наук Евгений Адамов отвечает на вопросы главного редактора «ЭС» Александра Агеева.

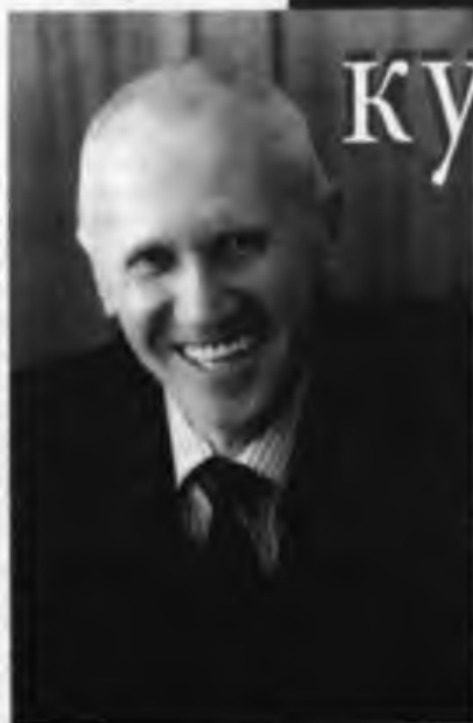


фото В. Мусалая

карнас

сих пор производили и производят наиболее выгодную (после ГЭС) электроэнергию. Наличие монополиста, у которого в руках не только сети, но и собственные генерирующие мощности — это тоже пример недобросовестной конкуренции. А распространенные ныне методы персонального ошельмовывания? Найдем несколько медийных проституток и они так вас распишут, что страна поверит, что вы с утра пьете свежую кровь, а на ужин закусываете младенцами. Что это, если не недобросовестная конкуренция? Своего рода спецоперация с использованием манипулятивных технологий СМИ и думских полномочий ряда ангажированных персон.

ми разными методами. В ход шли и аппаратные приемы, и публичные выступления. Возьмите внешнеэкономическую деятельность Минатома, те миллиарды долларов, которые нам удалось отстоять по контракту «ВОУ-НОУ». СМИ старательно обходили этот вопрос. Никому не нужны были документально доказанные факты, подтверждающие, что страна к концу сентября 1998 года могла потерять миллиард долларов. Речь идет о том, что в конце 1998 года из витающих в воздухе 12 млрд долл., которые США должны России за ВОУ-НОУ, или, точнее, из 4 млрд долл. за природную компоненту, одного миллиарда юридически у РФ не было

подводную лодку, и космические системы, и, что, может быть, самое главное — лучшую в мире систему образования. В 1990-е годы были утрачены государственные рычаги управления, прежде всего — выделение стратегических задач и концентрация ресурсов. Но это противоречит интересам очень многих людей, потому что для них равное распределение ресурсов — гарантия безбедного существования. Правда, в такой обстановке ничего нового не будет сделано: не будет проектов, новых станций, все это имеет отношение к существованию, а не к развитию.

С чем боролись мои противники? С реактором БРЕСТ, с замкнутым топливным циклом? Они боролись с концентрацией ресурсов, которую мы нацеливали на прорыв там, где у нас наибольший потенциал. Сейчас мы его постепенно теряем. Я храню некоторые зарубежные публикации, где наши работы переписаны даже без ссылок. Так всегда происходит, когда замедляется ход социально-экономического развития страны — конкуренты берут у нее все лучшее и используют в своих интересах. В Россию не раз возвращались отечественные инновации, и нам приходилось платить за них немалые деньги.

Методы нечестной конкуренции использовались не только против объектов, но и против субъектов. Недавно я прочел в «Газете» статью Вишневого Абсолютная чепуха: будто бы атомной энергетике не нужен замкнутый топливный цикл. В статье не раз упоминается также, что Адамов пытался лишить «Росатомнадзор» права лицензировать. Опять пример подмены тезиса, манипулирования трактовками. Очевидно, что с переходом к рыночной системе органы государственного управления должны быть освобождены от хозяйственных функций. Минатом не исключение. Вопрос в том, как и кому их передать.

Ни в 1991, ни в 1998, а тем более в 2003 году, наша страна не может считаться бедной, она была бедней после войны, в 1945 году.

Пожалуй, одна из находок отрасли — двойной контур управления: технического и экономического.

В самом деле, экономические параметры для нас были предписаны в СССР снаружи. Экономикой руководили из Госплана, ВПК, Минатомом занимался специальный отдел. В итоге в нашей отрасли сложилась диспропорция: наблюдался избыток специалистов по специальным вопросам и нехватка высокопрофессиональных экономистов. Менеджер обязательно должен быть здесь специалистом в технологичности, но рядом — профессионал экономист.

За три года, которые я пробыл во главе Минатома, многое удалось. Но есть кое-что, чего я так и не сделал — не создал корпоративной структуры. Этому противодействовали как консерваторы, часть из которых полагает, что Советский Союз еще будет восстановлен, так и те, у кого в отрасли сложился собственный бизнес. Они боролись против меня самы-

бы. Уже были готовы все соглашения, по которым соответствующая доля (25% от 4 млрд) переходила в частные руки как посредническая комиссия. Но когда сделка заключается на миллионы, комиссия может составлять всего лишь десятые доли процента.

В итоге Вы получили весьма серьезного противника в лице А. Шустеровича?

Это не противник, а часть пены, поднявшейся на поверхности в дурные годы.

Возьмите принципиальную научную, инженерную линию, связанную с развитием атомной энергетики. Мне понятна позиция тех, кто противопоставляет подходу, сформулированному в одобренной Правительством Стратегии. Опять раздаются голоса, что средств на развитие у нас нет. Но ни в 1991, ни в 1998, а тем более в 2003 году, наша страна не может считаться бедной, она была бедней после войны, в 1945 году, однако, сумела создать и ядерную бомбу, и атомную

цию усугубляет новый закон о ФГУПах. Отрасль должна была перестраиваться с неестественной скоростью, чтобы во всеоружии встретить этот закон. ФГУПы — образования в сегодняшних условиях не очень понятные, не адекватные принципам рыночной экономики. Государство может позволить себе иметь незначительное число подобных предприятий. Все остальное должно соответствовать рыночной практике. Возьмите национальные лаборатории США. Они уникальны по статусу, но действуют по законам рыночной экономики. Трансформация ФГУПов, которые сейчас за-

исходит естественно. Если же мы наплодили отдельных предприятий или их неполноценные образования (как ТВЭЛ, например), на пути их объединения встанут частные интересы и амбиции руководителей. Сегодня произойдет консолидация, а что дальше? А если завтра все-таки окажется, что мы упустили не только сверхзвуковые «вертушки»? А мы их упустили, потому что в Европе такие «вертушки» уже работают. Кого надо винить в том, что мы упустили лазерное разделение? Того, кто вовремя не объединил науку, конструкторов, технологов в полноценную корпорацию.

пешному хозяйствованию отсутствуют). Пребыванию в государственной собственности не сопутствуют адекватные механизмы управления. Того, что руководители назначает государство, недостаточно. Переход от разрозненных АЭС к единому предприятию — мера позитивная, но запоздалая.

Таким образом, Вы выступаете за дальнейшее проведение реформ в отрасли, за создание корпорации «Атомпром»?

Идея корпоративизации «Атомпрома» родилась у меня в конце 1980-х, а была озвучена в апреле 1998 года. Позже она была проработана экономически, организационно и доведена до уровня проектов документов: указа президента, постановления правительства, других нормативных актов.

Особенностью Минатома в гораздо большей степени, чем того же «Газпрома», является технологическое единство. Научные, технологические, проектные, конструкторские институты всегда выполняли заказы как для оборонного комплекса, так и для атомной энергетики, топливных предприятий. Это, кстати, одна из объективных причин того, почему технологическое объединение ни в ТВЭЛе, ни в РЭА не могло до конца состояться. Отрасль является классической корпорацией, и ее структурирование по частям неизбежно означает потери, а не сохранение потенциала. Еще 15 лет назад можно было говорить о десятках игроков на рынке ядерных технологий. Сегодня они объединены в несколько транснациональных корпораций, и наши перспективы на этом рынке незначительные.

В заключение — наш фирменный вопрос: Ваше любимое высказывание, поговорка, притча?

Мне очень близки слова А.М. Горького: «Если ты не за себя — кто за тебя? Но если ты только за себя — зачем ты?»



конодательно подавливают, — это естественная проблема. Но отрасль оказалась не готовой к такой ситуации. Это, в том числе, и моя вина — я не сумел за три года добиться корпоративизации отрасли.

Не является ли промежуточным, компромиссным вариантом создание единой корпорации из разрозненных ныне предприятий (ФГУПов) с их последующим слиянием с другими блоками технологического процесса?

Если вы используете корпоративность уже существующей структуры и дальше она развивается по корпоративным законам, все про-

Недавно все АЭС были объединены в единую структуру — «Росэнергоатом», раньше был создан ТВЭЛ.

Безусловно, это движения в правильном направлении. Вопрос только в адекватности этих шагов и темпах их реализации. Мы говорили о единстве технологической цепочки. Сосредоточены ли в ТВЭЛе все предприятия такой цепочки? Нет. С «Росэнергоатомом» еще хуже: ГУП, которым является это объединение, — предприятие никакое. Оно не может быть чисто рыночным — статус не позволяет (на инвестиции рассчитывать не приходится, стимулы к ус-

Научно-техническое
издание

Не вырубишь топором...

Е.О.Адамов

Издание подготовлено в Научно-исследовательском и
конструкторском
институте энерготехники им. Н.А.Доллежала

Редакционная подготовка *Т.Н.Астахова*

Компьютерная верстка *А.А.Куликов, А.Ю.Корженкова, Т.В.Жиганина*

Художник *И.С.Веретенникова*

ISBN 978-5-98706-044-5



9 785987 060445

Подписано в печать 22.01.09

Бумага мелованная.

Уч.-изд. л. 8,7

Заказ № 20

Формат 70×90/32

Гарнитура Таймс

Усл.-печ. л. 10,3

Тираж 500 экз.



Издание сборника трудов стало традицией юбиляров. Очевидно, поэтому деловитые мои коллеги задолго до апреля 2009 г. предложили план юбилейных мероприятий и внесли в него соответствующую строку. Мне было выдано задание, приступить к выполнению которого было то ли лень, то ли недосуг.

Сосредоточившись на задаче, я понял, что в лоб она не решается. Точнее, не имеет смысла. Во-первых, потому что написано (или подписано) достаточно много. Одновременное опубликование не только слишком объемно, но и по разнообразию тематики вряд ли может быть каждому конкретному читателю интересно. Во-вторых, за десятилетия происходит множество изменений, и не под всем, что опубликовано много лет назад, я сегодня поставил бы свою подпись.