VOLGA-95

RU9604411

Проблемы безопасности ядерно-энергетических установок

Volga'95

том 1 vol.

INIS-RU-426
RU9604411 - RU9604415

9-й семинар по проблемам физики реакторов

9th Topical Meeting on

Problems of Nuclear Reactor Safety

Москва, МИФИ, Б/О "Волга", 1-8 сентября 1995 года

POOR QUALITY ORIGINAL

ПРОБЛЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Тезисы докладов 9–го семинара по проблемам физики реакторов
Москва, МИФИ, б/о "Волга", 4–8 сентября 1995 года

Спонсоры:

Министерство РФ по атомной энергии 1
Государственный комитет РФ по высшему образованию 2
Концерн "РОСЭНЕРГОАТОМ" 3
Международное ядерное общество, Москва 4
Международный научно–технический центр, Москва 5

ТОМ 1 vol.

PROBLEMS OF NUCLEAR REACTOR SAFET

Proceedings of the 9th Topical Meeting
Moscow, MEPhI, h/c "Volga", September 4–8, 1995

List of sponsors:

Russian Ministry of Atomic Energy (Minatom)
State Committee on Higher Education
ROSENERGOATOM
Nuclear Society International, Moscow
International Science and Technology Centre, Moscow

УДК 621.039.51

ПРОБЛЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНО–ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК: Тезисы докладов IX семинара по проблемам физики реакторов, Москва, 4–8 сентября 1995 г., Т.1 – М.: МИФИ, 1995. – 259 с.

Представлены тезисы докладов IX семинара по проблемам физики реакторов, организованного Московским государственным инженерно–физическим институтом (техническим университетом). Материалы семинара посвящены нейтронно–физическим аспектам безопасности и самозащищенности ядерно–энергетических установок (ЯЭУ). Представлены обзоры и оригиналы докладов по теоретическому и экспериментальному обоснованию безопасности ядерных реакторов, программному обеспечению исследований, системам управления ЯЭУ, концепциям реакторов с повышенной внутренней безопасностью, топливному циклу, а также проблемам надежности энергооборудования АЭС.

Данный том сборника охватывает разделы, посвященные общим проблемам безопасности, методам моделирования стационарных и нестационарных процессов в ЯЭУ, анализу аварийных ситуаций, системам управления реакторов, безопасности действующих АЭС.

Доклады приведены факсимильно.

Notice

The editors assume no warranty as to the accuracy, correctness and completeness of manusripts contained herein.

Printed as camera-ready copy of manuscripts at the Moscow Engineering Physics Institute, Moscow, Russia

© Московский государственный инженерно–физический институт (технический университет)
1995 г.

ПРЕДИСЛОВИЕ

В 1995 году Московский государственный инженерно–физический институт (технический университет) проводит очередной, IX Международный семинар по проблемам физики реакторов. Основным инициатором и организатором семинаров является *кафедра Теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов*, которая отмечает в этом году свое пятидесятилетие.

За прошедшие полвека кафедра подготовила многие сотни инженеров–физиков, активно участвовавших в обосновании, расчетах, проектировании, сооружении и эксплуатации ядерных реакторов различного целевого назначения. Многие из выпускников кафедры стали ведущими специалистами, руководителями научных лабораторий и институтов, удостоены почетных званий и государственных наград. В год пятидесятилетия кафедра приветствует своих выпускников, желает им благополучия, здоровья и успехов в работе.

Последние три семинара по проблемам физики реакторов, включая настоящий, полностью посвящены безопасности ядерно–энергетических установок. На проблему безопасности так или иначе проецируются все более частные проблемы, относящиеся к физике и технике ядерных реакторов. Ретроспективный анализ исследований по безопасности ЯЭУ, включая материалы семинаров на базе МИФИ, показывает, что в этой важной области достигнут значительный прогресс, как в части понимания принципиальных вопросов безопасности, так и подходов и методов их решения. Периодические встречи специалистов, непосредственный обмен информацией, обсуждение и выработка общих взглядов на проблемы безопасности, личные контакты безусловно способствуют успешному решению задачи обеспечения безопасности ядерной энергетики.

Чрезвычайно широк спектр докладов, представленных на IX Международный семинар, тема которого – *"Проблемы безопасности ядерно–энергетических установок"*. В числе представленных материалов – результаты исследований и разработок, связанных с методами расчетов и комплексным моделированием стационарных и нестационарных процессов в ЯЭУ, экспериментальных исследований, исследований по топливным циклам, включая использование плутония, исследований, связанных с использованием новых видов топлива, с новыми физическими решениями и реакторными концепциями, исследований пост–аварийных процессов, исследований по надежности ЯЭУ.

Значительный вклад в решение проблем безопасности ядерной энергетики вносят ученые Высшей Школы, выполняющие исследования в рамках Межвузовской программы *"Ядерная энергетика повышенной безопасности"*, инициатором и научным руководителем которой выступил МИФИ. Ряд разработок выполнен учеными высших учебных заведений совместно со специалистами отрасли. Одна из задач настоящего семинара состоит в подведении итогов завершаемого в 1995 году этапа Межвузовской Программы.

В Международном семинаре принимают участие 38 организаций в том числе 7 научных центров и отраслевых институтов, 3 АЭС, 6 Высших учебных заведений, 10 зарубежных научных центров и университетов. Оргкомитет семинара с удовлетворением отмечает активное участие молодых специалистов в подготовке докладов и сообщений и выражает надежду, что IX Международный семинар по проблемам физики реакторов внесет свой достойный вклад в решение задач, связаных с безопасностью ядерной энергетики.

Оргкомитет выражает глубокую признательность спонсорам семинара за поддержку, благодаря которой стало возможным его проведение.

Организационной комитет, сентябрь 1995 года

FOREWORD

In 1995 Moscow State Engineering Physics Institute (Technical University) holds the next IX International Topical Meeting on problems of nuclear reactor safety. Main initiator and organiser of the meeting is the *Department of Theoretical & Experimental Reactor Physics* which celebrates this year its semi-centennial anniversary.

For past half a century the department had trained many hundreds of engineer-physicists who participate actively in substantiation, computation, design, construction and operation of nuclear reactors for various purposes. Many graduates of the Department became leading specialists, chiefs of scientific laboratories and institutions awarded to honorary titles and governmental decorations. In the year of semi-centennial anniversary the Department greets its graduates and wishes them prosperity, health and success in work.

The last three Topical Meetings on problems of nuclear reactor physics including this meeting are devoted completely to nuclear power plant safety. All particular problems of nuclear reactor physics and technique are connected in any way to the problem of safety ensuring. Retrospective look at studies on nuclear power plants safety including proceedings of the MEPhI Topical Meetings demonstrates significant progress achieved in this vital field particularly in understanding conceptual safety problems as well as in developing approaches and ways for its solution. Regular periodic meetings of specialists, direct exchange of gained information, discussion and elaboration of common opinion on safety problems, personal contacts undoubtedly promote the successful ensuring of nuclear power industry safety.

Spectrum of papers presented at the IX International Topical Meeting on the theme *"Problems of Nuclear Power Safety"* is extremely broad. Papers include results of studies associated with methods of calculation and complex modelling for stationary and transient processes in nuclear power plants, results of experimental investigations, results of studies on fuel cycles with plutonium and new fuel types utilisation, with new physical approaches and reactor concepts, results of post-accidental processes investigations and analysis of nuclear power plants reliability.

Substantial contribution to solution of nuclear power industry safety problems is being introduced by specialists of Higher School who perform investigations within Inter-University Programme *"Advanced Safety of Nuclear Power"* where MEPhI steps forward as initiator and scientific supervisor. Some developments have been carried out in result of joint efforts of the Higher School scientists and industrial specialists of nuclear power. One of purposes of this Topical Meeting is to review the results of the Inter-University Programme stage that will be completed this year.

About 38 institutions participate at the IX International Topical Meeting including 7 scientific centres and industrial institutes, 3 nuclear power plants, 6 universities, 10 foreign scientific centres and universities.

Organising Committee is pleased to emphasise active participation of young specialists in preparing the reports and contributions and hopes that the IX International Topical Meeting on problems of nuclear reactor physics will make a valuable contribution into solution of problems associated with nuclear power safety.

Organising Committee expresses deepest appreciation to the sponsors for support that has made it possible to hold this Meeting.

Organising Committee, September 1995

CONTENTS OF VOLUME 1 СОДЕРЖАНИЕ 1-го ТОМА

ПРОБЛЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ
NUCLEAR POWER SAFETY

Current Research in Nuclear Criticality Safety at the University of Tennessee, Knoxville
B.Basoglu, C.Bently, M.Dunn, S.Goluoglu, L.Paschal, T.Yamamoto, H.Dodds
(University of Tennessee, USA) 20

Физические принципы самозащищенности активных зон ЯЭУ
Усынин Г.Б. *(НГТУ)*
Physical Principles of Reactor Core Self-Safety
G.B.Usynin *(NGTU)* 23

SUPER PHENIX – Core Configuration Devoted to Pu Burning
F.Varaine, A.Zaetta, J.Tomassi *(CEA Cadarache, France)* 25

Integration of Error Tolerant Concept into the Design of Control Room of Nuclear Power Plants
K.Sepanloo, N.Meshkati, A.Azadeh, F.Moatar *(NSD AEO of Iran)* 28

КОЛИЧЕСТВЕННЫЕ ПОКАЗАТЕЛИ БЕЗОПАСНОСТИ ЯЭУ
QUANTITATIVE INDICES OF NUCLEAR SAFETY

Оценка уровня защищенности общества от некоторых опасных продуктов деления
А.Г. Асеев, С.А. Субботин *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Estimation of Potential Risk for Society from Some Dangerous Fission Products
A.G.Aseev, S.A.Subbotin *(RRC "Kurchatov Institute")* 32

Методология использования безаварийного опыта эксплуатации при оценках показателей надежности и безопасности ЯЭУ
Ю.В.Волков *(ОИАТЭ)*
The Methodology of the Use an Accidentless Experience of NPP Operation for Evaluation of Reliability and Safety
Yu.V.Volkov *(OIATE)* 34

Философия безопасности ядерной энергетики
Сазыкин Б.В. *(Центр учебных и информационных технологий)*
Philosophy of Nuclear Power Safety
B.N.Sazikin *(Information Technology & Educational Centre)* 36

Ядерная энергетика. О некоторых приоритетах в работе.
Лалетин Н.И. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Nuclear Power Engineering. About Some Priorities for a Work.
N.I.Laletin *(RRC "Kurchatov Institute")* 39

Методы анализа и количественной оценки влияния ресурса оборудования на показатели безопасности ЯЭУ
Острейковский В.А. *(ОИАТЭ)*
Methods for Analysis and Quantitative Assesment of the Dependence of NPP Safety Characteristics on Power Equipment Life-time
V.A.Ostreykovsky *(OIATE)* 42

МОДЕЛИРОВАНИЕ СТАЦИОНАРНЫХ И НЕСТАЦИОНАРНЫХ ПРОЦЕССОВ В ЯЭУ
METHODS FOR MODELLING OF STATIONARY AND NON-STATIONARY PROCESSES IN NUCLEAR REACTORS

ASYNT – Adjoint Synthesis Method for Neutron Irradiation Assessment of VVER/PWR Pressure Vessel
S.Belousov, K.Ilieva *(Institute for Nuclear Research and Nuclear Energy, Bulgaria)* 45

Verification of the VVER-440 Pressure Vessel Neutron Fluence Calculation by Activity Measurements
K.Ilieva, T.Apostolov, I.Penev, S.Belousov, E.Taskaev, S.Antonov, T.Petrova, P.Tzokov, Z.Bojadjiev
(Institute for Nuclear Research and Nuclear Energy, Bulgaria) 48

Степень устойчивости реакторных систем
Никитин Н.В. *(МИФИ)*
Degree of Stability of Reactor Systems
N.V.Nikitin *(MEPhI)* ... 51

Использование теории подобия для оптимизации характеристик безопасности быстрых реакторов
Белов Д.Ю., Алексеев П.Н. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Application of the Similarity Theory for Optimization of Fast Reactor Safety Characteristics
D.Ju.Belov, P.N.Alekseev *(RRC "Kurchatov Institute")* ... 53

Многогрупповой расчет сопряженной функции методом поверхностных псевдоисточников
Султанов Н.В. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
The Multigroup Transport Calculation of the Adjoint Function by the Surface Pseudosources Method
N.V.Sultanov *(RRC "Kurchatov Institute")* ... 56

Новые возможности комплекса программ WIMS-SH-2.0
Султанов Н.В., Лалетин Н.И. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Complementary Capability of WIMS-SH-2.0 Complex of Codes
N.V.Sultanov, N.I.Laletin *(RRC "Kurchatov Institute")* ... 59

МОДЕЛИРОВАНИЕ СТАЦИОНАРНЫХ И НЕСТАЦИОНАРНЫХ ПРОЦЕССОВ В ЯЭУ
METHODS FOR MODELLING OF STATIONARY AND NON-STATIONARY PROCESSES IN NUCLEAR REACTORS

Квазистатический подход к решению трехмерного нестационарного уравнения
Гинкин В.П., Троянова Н.М., Ваньков К.А. *(ФЭИ)*
A Quasistatic Approach to a Three-Dimensional Nonstationary Reactor Equation Solution
V.P.Ginkin, N.M.Troyanova, K.A.Vankov *(IPPE)* ... 63

Приближение "мгновенного скачка" в расчете нестационарного распределения нейтронов
Румянцев Г.Я. *(ФЭИ)*
The "Prompt Bound" Approximation in the Calculation of Non-Stationary Neutron Distribution
G.Ya.Rumjantsev *(IPPE)* ... 66

A Forward-Adjoint Midway Coupling Method in MCNP
I.V.Serov, J.E.Hoogenboom, *(Delft University, the Netherlands)* ... 69

Расчет локальных возмущений реактивности методом сопряженных решений
Коробейников В.В., Петров Э.Е. *(ФЭИ)*
Combinatorial Methods Application to Local Perturbation of Reactivity Calculations
V.V.Korobejnikov, E.E.Petrov *(IPPE)* ... 72

Метод поверхностных гармоник для получения уравнений для ценности нейтронов и уравнений пространственно-зависимой кинетики гетерогенного реактора
Ельшин А.В. *(НИТИ)*, Лалетин Н.И. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Surface Harmonics Method Application for Obtaining Equations for Neutron Importance and Space Dependent Kinetics Equations of Heterogeneous Reactor
A.V.Elchine *(Science and Research Institute of Technology)*, N.I.Laletin *(RRC "Kurchatov Institute")* ... 75

Использование P2-приближения в расчетах реакторов
Селезнев Е.Ф. *(ВНИИАЭС)*
The Employment of P2-Approximation for Reactor Calculations
E.F.Seleznev *(VNIIAES)* ... 78

Метод квазираспределений в нейтронных расчетах
Погосбекян Л.Р., Лысов Д.А. *(ВНИИАЭС)*
The Use of Quasi-Distributions in Neutronic Calculations
L.R.Pogosbekyan, D.A.Lysov *(VNIIAES)* ... 81

Статистический анализ квазираспределения нейтронов в РБМК
Бычков С.А., Лысов Д.А., Погосбекян Л.Р. *(ВНИИАЭС)*
Statistical Analysis of Neutron Quasi-Distribution in RBMK
S.A.Bychkov, D.A.Lysov, L.R.Pogosbekyan *(VNIIAES)* ... 86

СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ БЕЗОПАСНОСТИ ЯЭУ. МОНИТОРИНГ
SAFETY CONTROL SYSTEMS AND MONITORING

Система моделирования и прогнозирования аварийных ситуаций на ЯЭУ
Сахно В.И., Томчай С.П. *(ИЯИ АНУ)*

The System of Modelling and Forecasting of Accidental Situations on Nuclear Power Plants
V.I.Sakhno, S.P.Tomchay *(Institute for Nuclear Research, Ukraine)* 90

Модернизация штатной системы контроля реакторов типа РБМК для предотвращения превышения эксплуатационных пределов
Постников В.В., Зонов И.В. Щукин Н.В. *(НИКИЭТ, РОСЭНЕРГОАТОМ, МИФИ)*
Enhancement of Existing RBMK-type Reactor Monitoring System for Prevention Operational Limits Violation
V.V.Postnikov, I.V.Zonov, N.V.Schukin *(RDIPE, ROSENERGOATOM, MEPhI)* 92

Комплекс средств оперативного диагностирования и проверки контрольно-измерительной аппаратуры АЭС
Федоров В.А., Кудрявцев А.В., Лапшиков Ю.А. *(МИФИ)*
Equipment for Operative Diagnosis and Verification of NPP Control System Units
V.A.Fedorov, A.V.Kudryavtsev, Y.A.Lapshikov *(MEPhI)* 94

Опыт эксплуатации системы автоматизации измерений "КЕНТАВР-6К" на энергоблоках Курской АЭС
Алексаков Г.Н., Кудрявцев А.В., Лапшиков Ю.А., Федоров В.А. *(МИФИ)*, Николаев Б.П., Чижевский Ю.Б. *(Курская АЭС)*
Experience of Application the Automatic Physical Data Acquisition and Analysis System "KENTAVR-6K" on Kurskaya NPP
G.N.Alexakov, A.V.Kudryavtsev, Y.A.Lapshikov, V.A.Fedorov *(MEPhI)*, B.P.Nikolaev, Y.B.Chigivski *(Kurskaya NPP)* 96

Методика и программа для корректного учета всплеска потока тепловых нейтронов в показаниях ДКЭ(в) типа КНИ-7 в задаче контроля энергораспределения РБМК-1000
Филатов А.В., Щукин Н.В., Романин С.Д. *(МИФИ)*
Procedure and Program for Correct Accounting of Thermal Neutron Flux Peak in KNI-7 Detector Signals as a Part of 3-D Power Distribution Calculation in RBMK
A.V.Filatov, N.V.Schukin, S.D.Romanin *(MEPhI)* 98

Разработка отраслевой системы контроля безопасности реакторов РБМК
Васекин В.Н., Веселов В.П. *(ВНИИАЭС)*
Development of the Branch System Controlled Safety of Reactors RBMK
V.N.Vasekin, V.P.Veselov *(VNIIAES)* 101

Анализ влияния точности системы контроля и выбора стратегии перегрузки на выход ТВС по негерметичности в РБМК-1000
Шмонин Ю.В., Лысов Д.А. *(ВНИИАЭС)*, Иванов В.И. *(Ленинградская АЭС)*
Analysis of the Power Monitoring System Accuracy and Refueling Strategy on Fuel Assembly Damage in RBMK-1000
Yu.V.Shmonin, D.A.Lysov *(VNIIAES)*, V.I.Ivanov *(Leningrad NPP)* 104

МОДЕЛИРОВАНИЕ СТАЦИОНАРНЫХ И НЕСТАЦИОНАРНЫХ ПРОЦЕССОВ В ЯЭУ
METHODS FOR MODELLING OF STATIONARY AND NON-STATIONARY PROCESSES IN NUCLEAR REACTORS

Методические вопросы гомогенизации ячеек реакторов
Абрамов Б.Д. *(ФЭИ)*
Some Problems of Reactor Cell Homogenization Theory
B.D.Abramov *(IPPE)* 108

Применение метода ВПС к расчету защиты от излучения
Грабежной В.А. *(ФЭИ)*
Adaptation of FCP-Method for Channel Theory of Shielding Analysis
V.A.Grabezhnoi *(IPPE)* 111

Эффективный учет в программе JAR недиагональных элементов матрицы коэффициентов диффузии в методе поверхностных гармоник
Бояринов В.Ф., Фомиченко П.А. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Effective Way to Take into Account the Nondiagonal Elements of the Diffusion Coefficient Matrix in the Surface Harmonic Method in the JAR Code
V.F.Boyarinov, P.A.Fomichenko *(RRC "Kurchatov Institute")* 114

Исследование различных способов организации итераций в методе поверхностных гармоник, связанных с зависимостью сечений от $K_{эфф}$
Бояринов В.Ф. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Investigation of the Various Ways of the Iteration Organization in the Surface Harmonic

Method Connected with the Dependence of Cross-Sections on K_{eff}
V.F.Boyarinov *(RRC "Kurchatov Institute")* 117

Учет сопряженной функции в методе поверхностных гармоник с объемной невязкой
Бояринов В.Ф., Ковалишин А.А. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Taking into Account the Adjoint Function in the the Surface Harmonic Method with the Volume Residual
V.F.Boyarinov, A.A.Kovalishin *(RRC "Kurchatov Institute")* 120

Использование программы MCU-RFFI для расчета микротвэльных топливных композиций водоохлаждаемых реакторов
Брызгалов В.И., Гольцев А.О., Гомин Е.А., Давиденко В.Д., Малкова Л.К., Марин С.В., Мартынов Д.Н. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
The Use of MCU-RFFI Code for Computational Researches of Fuel Compositions with HTGR Coated Particles in Water-Cooled Reactors
V.I.Brizgalov, A.O.Goltsev, V.D.Davidenko, L.K.Malkova, S.V.Marin, D.N.Martinov *(RRC "Kurchatov Institute")* 123

Система тестов и опыт верификации комплекса программ нейтронно-физического расчета САПФИР_ВВР_RC для различных типов реакторов
Артемов В.Г., Иванов А.С., Ельшин А.В., Карпов А.С., Пискарев А.В., Обухов В.В., Шемаев Ю.П. *(НИТИ)*
A Set of Tests, Neutron Physical Calculation Code SAPFIR_VVR-RC Verification and Validation Experience for Various Types of Reactors
V.G.Artemov, A.V.Elchine, A.S.Ivanov, A.S.Karpov, V.V.Obuchov, A.V.Piskarev, Yu.P.Shemaev *(Science and Research Institute of Technology)* 126

Численный анализ эффективности нодального полиномиального метода для уравнения диффузии в цилиндрической геометрии
Комлев О.Г., Суслов И.Р. *(ФЭИ)*
Numerical Efficiency Analysis of Nodal Expansion Method for Diffusion Equation in Cylindrical Geometry
O.G.Komlev, I.R.Suslov *(IPPE)* 129

Кинетические и гетерогенные эффекты в расчетной модели натрий-охлаждаемого космического реактора
Комлев О.Г., Суслов И.Р. *(ФЭИ)*
Transport and Heterogeneous Effects in Sodium Cooled Space-Type Reactor Model
O.G.Komlev, I.R.Suslov *(IPPE)* 133

Верификация трехмерной динамической программы NOSTRA
Никитин К.Л., Пинегин А.А., Хромов В.В., Шумский Б.Е. *(МИФИ)*, Бай В.Ф., Богачек Л.Н., Чапаев В.М. *(Калининская АЭС)*, Марков А.В., Шишков Л.К. *(ВНИИАЭС)*
Verification of the Three-Dimensional Dynamic Code NOSTRA
K.L.Nikitin, A.A.Pinegin, V.V.Khromov, B.E.Shumsky *(MEPhI)*, V.F.Buy, L.N.Bogachek, V.M.Chapaev *(Kalinin NPP)*, A.V.Markov, L.K.Shishkov *(VNIIAES)* 136

ЗАПРОЕКТНЫЕ АВАРИИ
SEVERE ACCIDENTS

Механика структур реактора РБМК на этапе быстрого разрушения
Парафило Л.М., Королев В.Н., Новосельский О.Ю. *(ФЭИ)*
The RBMK Reactor Structural Mechanics at the Fast Destruction Phase
L.M.Parafilo, V.N.Korolev, O.Yu.Novoselsky *(IPPE)* 141

Расчетное моделирование поведения реактора с большой теплоемкостью активной зоны при аварии, вызванной вводом большой положительной реактивности
Гольцев А.О. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
The Computing Simulation of Reactor with High Heat Capacity Core Behaviour at Failure Caused by Enter Large Positive Reactivity
A.O.Goltsev *(RRC "Kurchatov Institute")* 144

Расчетные исследования распространения аварии от отдельной ТВС на соседние при плавлении топлива в активной зоне быстрого реактора
Букша Ю.К., Мариненко Е.Е *(ФЭИ)*
Calculation Study of Accidental Development from One Subassembly to Neighbouring Subassemblies at Fuel Melting in Fast Reactor Core
Yu.K.Buksha, E.E.Marinenko *(IPPE)* 147

Моделирование теплового разрушения корпуса реактора при расплавлении активной зоны
Долгов В.В., Кащеев М.В., Муранов Ю.В. *(ФЭИ)*
Simulation of Thermal Distribution of Reactor Vessel under Core Melting
V.V.Dolgov, M.V.Kasheyev, Yu.V.Muranov *(IPPE)* 150

Изучение перемещения расплавленной тепловыделяющей массы при запроектной аварии реактора на быстрых нейтронах
Власичев Г.Н., Усынин Г.Б. *(НГТУ)*
Study of Movement of Molten Fuel Mass During Hypothetical Accident at FBR
G.N.Vlasitchev, G.B.Usynin *(NGTU)* 153

Фрагментация топлива и генерация волн давления в условия реактивностных аварий реакторов
Аксенов Р.М., Афремов В.А., Сироткин В.К. , Соловьев Н.В., Чжэн Юй *(МИФИ)*,
Зверев А.А. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Fuel Fragmentation and Pressure Waves Generation in Conditions of Reactors Reactivity Initiated Accidents
D.A.Afremov, R.M.Aksenov, V.K.Sirotkin, N.V.Soloviov, Yu Zhen *(MEPhI)*
A.A.Zverev *(RRC "Kurchatov Institute")* 156

Интегрированный пакет програми расчета динамических процессов в активной зоне реактора при реактивностных авариях
Аксенов Р.М., Афремов В.А., Сироткин В.К., Соловьев Н.В. *(МИФИ)*,
Зверев А.А. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Integrated Package for Simulation of Dynamic Processes in the Reactor Core under Reactivity Initiated Accident
R.M.Aksenov, D.A.Afremov, V.K.Sirotkin, N.V.Soloviov *(MEPhI)*
A.A.Zverev *(RRC "Kurchatov Institute")* 159

ЭФФЕКТИВНЫЕ ПРОГРАММНЫЕ СРЕДСТВА И ПОЛЬЗОВАТЕЛЬСКИЕ ИНТЕРФЕЙСЫ
EFFICIENT COMPUTATIONAL TOOLS AND USER INTERFACES

Интегрированная среда подготовки данных для геометрического модуля
Веретенов В.В., Алексеев Н.И., Гуревич М.И. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Integrated Environment for Geometry Data Preparing
V.V.Veretenov, N.I.Alexeev, M.I.Gurevich *(RRC "Kurchatov Institute")* 163

Применение систем аналитических вычислений при моделировании физических процессов в ядерных реакторах
Фомиченко П.А., Бояринов В.Ф., Васильев А.В., Невиница В.А., Алексеев П.Н. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Application of Analytical Computational Systems in Reactor Physics
P.A.Fomichenko, V.F.Boyarinov, A.V.Vassiliev, V.A.Nevinitsa,
P.N.Alekseev *(RRC "Kurchatov Institute")* 166

Реализация расчета изменения нуклидного состава реакторных материалов в среде интеллектуальной программной оболочки ShIPR
Зизин М.Н. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Neutronic Depletion Problems into the Knowledge-based Shell ShIPR
M.N.Zizin *(RRC "Kurchatov Institute")* 169

Применение программы DUMKA для расчетов изменения нуклидного состава топлива с неравномерным шагом во времени
Дементьева Д.Ю., Лебедев В.И., Зизин М.Н. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Application of the DUMKA Code for Neutronic Depletion Problems with Variable Time Steps
D.U.Dementieva, V.I.Lebedev, M.N.Zizin *(RRC "Kurchatov Institute")* 172

Автоматизация подготовки входной информации для реакторных расчетов
Зизин М.Н., Богданкевич В.Л., Дементьева Д.Ю. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Data Set Preparation System for Nuclear Reactors Computation
M.N.Zizin, V.L.Bogdankevich, D.U.Dementieva *(RRC "Kurchatov Institute")* 175

Разработка программных средств для обеспечения процедур тестирования, верификации и сертификации программ математического моделирования ядерных реакторов
Зизин М.Н., Богданкевич В.Л., Дементьева Д.Ю. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Development of Program Tools to Provide Testing, Verification and Validation of Computer Codes for Mathematical Simulation of Nuclear Reactors
M.N.Zizin, V.L.Bogdankevich, D.U.Dementieva *(RRC "Kurchatov Institute")* 178

БЕЗОПАСНОСТЬ ДЕЙСТВУЮЩИХ ЯЭУ
SAFETY PROBLEMS OF OPERATING NPPs

Reduced-Order Linear Analysis of BWR Stability
D.D.B. van Bragt and T.H.J.J. van der Hagen *(Delft University, the Netherlands)* 180

Влияние отключения одной петли на режим работы активной зоны ВВЭР-1000
Никитин К., Пинегин А.А., Хромов В.В, Шумский Б.Е. (МИФИ)
Бай В.Ф., Богачек А.Н., Кантор П.А., Кочин К.В., Соколов П.А., *(Калининская АЭС)*
One Loop Turn Off Influence on Operation of the VVER-1000 Core
K.L.Nikitin, A.A.Pinegin, V.V.Khromov, B.E.Shumsky *(MEPhI)*
V.F.Buy, L.N.Bogachek, P.A.Kantor, K.V.Kochin, L.A.Sokolov *(Kalinin NPP)* 183

Estimation of PWR Temperature Reactivity Coefficient
Lj.Kostic *(Institute of Nuclear Science, Yugoslavia)* 187

Результаты статистического анализа расхождения расчетных и экспериментальных данных эксплуатации ВВЭР-1000
Цыганов С.В., Шишков Л.К. *(ВНИИАЭС)*
Results of Statistical Analysis of Calculated and Experimental VVER-1000 Operation Data Deviation
S.V.Tsyganov, L.K.Shishkov *(VNIIAES)* 190

КОМПЛЕКСНЫЕ МОДЕЛИ
COMPREHENSIVE MATHEMATICAL MODELS AND COMPUTER CODES FOR REACTOR SAFETY ANALYSIS

Software Support for the HOR Research Reactor Operation
J.E.Hoogenboom, P.F. de Leege, I.V.Serov *(Delft University, the Netherlands)*
V.A.Khotylev *(MEPhI)* 194

A Two-Dimensional Analytical Nodal Core Model for Use in a Reload Pattern Optimization Procedure
R. van Geemert, J.E.Hoogenboom *(Delft University, The Netherlands)* 197

Комплекс ГЕФЕСТ как центр информационной среды БАЭС
Рябышкин О.В., Селезнев Е.Ф., Яблоков С.Л. *(ВНИИАЭС)*
The Code ГЕФЕСТ as a Center of Information Media in BelNPP
O.V.Ryabyshkin, E.F.Seleznev, S.L.Yablockov *(VNIIAES)* 200

Расчет режима отключения петли реактора БН-600 в комплексе программ ГЕФЕСТ
Тучков А.М., Шейнкман А.Г. *(Белоярская АЭС)*
Calculation of the BN-600 Reactor Coolant Loop Switch-out Regime by the ГЕФЕСТ Code Complex
A.M.Tuchkov, A.G.Sheinkman *(Beloyarskaya NPP)* 202

Transient Study of Tehran Research Reactor Core in Fuel Conversion
A.Pazirandeh, A.Afshar Bakeshloo, G.Bartsch *(Tehran University, Iran)* 205

Модернизированный программный комплекс "DRACON-M" для расчетных исследований с учетом функционалов безопасности
Кузьмин А.М., Окунев В.С., Морин Д.В., Новиков А.Е. *(МИФИ)*
DRACON-M Modernized Computer Code for Investigation with Account of Safety Functionals
A.M.Kuzmin, V.S.Okunev, D.V.Morin, A.E.Novikov *(MEPhI)* 208

Постоптимизационный анализ для детерминистического обоснования безопасности реакторных установок
Окунев В.С. *(МИФИ)*
The Post-Optimization Analysis for Deterministic Validation of Reactor Safety
V.S.Okunev *(MEPhI)* 210

Минимизация ПЭР при ограничениях на функционалы безопасности в аварийных ситуациях для реактора типа БН
Кузьмин А.М., Окунев В.С. *(МИФИ)*
The Void Reactivity Effect Minimization with Limitations on Safety Functionals in ATWS for LMFBR
A.M.Kuzmin, V.S.Okunev *(MEPhI)* 213

Методы решения трехмерного уравнения переноса нейтронов кода SADCO для расчета реакторов РБМК
Баринов С.В., Кузнецов П.Б., Рождественский М.И. *(НИКИЭТ)*

Methods for Solving 3-D Neutron Diffusion Equation in SADCO Code for RBMK Calculations
S.V.Barinov, P.B.Kuznetsov, M.I.Rozhdestvenskiy *(RDIPE)*..... 216

Теплогидравлическая модель кода SADCO для расчета стационарных и переходных процессов в реакторах РБМК
Панин В.М., Сахарова Т.Ю. *(НИКИЭТ)*
Thermal-Hydraulics Model in the Code SADCO for the Steady State and Transient Calculations in RBMK Reactors
V.M.Panin, T.Yu.Sakharova *(RDIPE)*..... 218

Общее описание кода SADCO для нейтронных и теплогидравлических расчетов канальных реакторов типа РБМК
Алимов Ю.В., Баринов С.В., Кузнецов П.Б., Логвенчев С.И., Рождественский М.И. *(НИКИЭТ)*
The General Description of SADCO Code for Neutronic and Thermohydraulic Predictions of RBMK Reactors
Yu.V.Alimov, S.V.Barinov, P.B.Kuznetsov, S.I.Longvechev, M.I.Rozhdestvenskiy *(RDIPE)*..... 220

БЕЗОПАСНОСТЬ ДЕЙСТВУЮЩИХ ЯЭУ
SAFETY PROBLEMS OF OPERATING NPPs

Влияние моделирования теплогидравлических процессов на результаты расчета эффектов реактивности в реакторе ВВЭР
И.П.Балакин, В.Ф.Украинцев *(ОИАТЭ)*
An Influence of Thermohydraulic Process Simulation on the Results of Reactivity Calculations for VVER Reactor
I.P.Balakin, V.F.Ukraintsev *(OIATE)*..... 224

Модернизация активной зоны ВВЭР с целью повышения безопасности
Духовенский С.А., Герасимчук О.Г., Прошкин А.А., Шестопалов А.А.
(РНЦ "Курчатовский институт")
VVER-type Reactor Core Modernization to Increase the Reactor Safety
A.S.Dukhovensky, O.G.Gerasimchuk, A.A.Proshkin, A.A.Shestopalov *(RRC "Kurchatov Institute")*..... 226

Исследование нейтронно-физических характеристик активных зон реактора РБМК с уран-эрбиевым топливом
Федосов А.М., Краюшкин А.В., Новиков В.Г., Тишкин Ю.А.
(РНЦ "Курчатовский институт"), Купалов-Ярополк А.И. *(НИКИЭТ)*
Analysis of Neutronic Characteristics of RBMK Core with Uranium-Erbium Fuel
A.M.Fedosov, A.V.Krayushkin, V.G.Novikov, Yu.A.Tishkin *(RRC "Kurchatov Institute")*,
A.I.Kupalov-Yaropolk *(RDIPE)*..... 229

Расчетные исследования нейтронно-физических характеристик РБМК с борированием КМПЦ и КОСУЗ
Бабайцев М.Н., Балыгин А.А., Краюшкин А.В., Федосов А.М. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Calculational Investigations of RBMK Core Features with Boron Solution in Coolant
M.N.Babaytsev, A.A.Balygin, A.V.Krayushkin, A.M.Fedosov *(RRC "Kurchatov Institute")*..... 232

Сравнение коэффициентов реактивности водо-водяных реакторов с микротвэльным топливом
Белоусов Н.И., Наумов В.И., Пряничников А.В., Савандер В.И. *(МИФИ)*
A Comparison of Reactivity Coefficients for Water-Cooled Reactors with Coated Particles Fuel
N.I.Belousov, V.I.Naumov, A.V.Prianichnikov, V.I.Savander *(MEPhI)*..... 235

Применение программы MCNP для расчета реакторов РБМК
Беренс Д., Дондерер Д., Давыдова Г.Б., Д. фон Эренштайн, Краюшкин А.В., Мейер С., Шумахер О. *(РНЦ "Курчатовский институт", Бременский университет)*
The Application of MCNP Code RBMK-like Systems
D.Behrens, R.Donderer, G.Davydova, D.von Ehrenstein, A.Krayushkin, S.Meyer, O.Schumacher *(RRC "Kurchatov Institute", Bremen University, Germany)*..... 238

Сравнение результатов критических расчетов по программе MCNP и MCU
Алексеев Н.И., Беренс Д., Дондерер Д., Давыдова Г.Б., Д. фон Эренштайн, Краюшкин А.В., Мейер С., Шумахер О. *(РНЦ "Курчатовский институт", Бременский университет)*
The Comparison of MCNP and MCU Codes Critical Calculations
N.I.Alexeev, D.Behrens, R.Donderer, G.Davydova, D.von Ehrenstein, A.Krayushkin, S.Meyer, O.Schumacher *(RRC "Kurchatov Institute", Bremen University, Germany)*..... 241

AUTHOR INDEX
УКАЗАТЕЛЬ АВТОРОВ 244

CONTENTS OF VOLUME 2 СОДЕРЖАНИЕ 2-го ТОМА

ЭКСПЕРИМЕНТЫ В ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ
EXPERIMENTAL INVESTIGATIONS FOR NUCLEAR SAFETY JUSTIFICATION

Поглотители из Hf, B_4C и Dy в сборках типа ВВЭР. Эксперименты и расчеты.
Алексеев Н.И., Андрианов Г.Я., Гомин Е.А., Гуревич М.И., Ионов В.С., Крайнов Ю.А., Островский В.Р., Семенов В.Н., Сидоренко В.Д., Хамаза В.А. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Hf, B_4C and Dy Absorbers in WWER Type Cores. Experiments and Calculations.
N.I.Alexeyev, G.Ya.Andrianov, Eu.A.Gomin, M.I.Gurevitch, V.S.Ionov, Yu.A.Krainov, V.R.Ostrovskyi, V.N.Semenov, V.D.Sidorenko, V.A.Khamaza *(RRC "Kurchatov Institute")* 20

Qualification of the Neutronics Schemes for Absober Clusters in UO_2 Fuelled PWRs
P.Klenov, P.Fougeras, S.Cathalau *(CEA Cadarache, France)* 23

Изучение влияния опустошения натрия из активной зоны БН на величину $\beta_{эфф}$ в критических экспериментах
Кочетков А.Л., Михайлов Г.М. *(ФЭИ)*
Investigations of Influence of Sodium Void Effect of Fast Breeder Core on β_{eff} Value in Critical Experiments
A.L.Kochetkov, G.M.Mikhailov *(IPPE)* 26

Об эффективной доле запаздывающих нейтронов в реакторах на быстрых нейтронах
Дулин В.А., Кочетков А.Л., Матвеенко И.П., Михайлов Г.М. *(ФЭИ)*
On the Effective Part of Delayed Neutron Problem in the Fast Reactors
V.A.Doulin, A.L.Kochetkov, I.P.Matveenko, G.M.Mikhailov *(IPPE)* 28

Русско-французские совместные калибровки камер деления с младшими актинидами
Дулин В.А., Михайлова И.В. *(ФЭИ)*, Бертран П., Мартини М., Пьерр Ж. *(Кадараш, Франция)*
A Common Intercallibration of Russian and French Fission Chambers with Minor Actinides
V.A.Doulin, I.V.Mikhailova *(IPPE)*, P.Bertrand, M.Martini, J.Pierre *(CEA Cadarache, France)* 31

Экспериментальное изучение влияния бора в воде каналов сборки РБМК на нейтронно-физические характеристики элементов загрузки реактора
Андриянов Г.А., Житарев В.Е., Качанов В.М., Кузьмин А.Н., Федосов А.М. *(РНЦ "Курчатовский институт")*, Кноглингер Е. *(Институт П.Шерера)*
Experimental Investigations of RBMK Critical Facility with Boron Solutions for Determining of Influence on Neutron-Physical Parameters of Reactor Load Elements
G.Andrianov, V.Jitarev, V.Kachanov, A.Kuzmin, A.Fedosov *(RRC "Kurchatov Institute")*, E.Knoglinger *(Paul Sherrer Institute)* 34

Экспериментальное обоснование на критстенде расчетов температурного коэффициента реативности при импульсном разогреве реактора
Еловский О.А., Полевой В.Б., Тарасова О.Б. *(ФЭИ)*
The Experimental Grounding on the Critical Assembly of Calculations of the Temperature Reactivity Coefficient at the Pulsed Heating of a Reactor
O.A.Elovsky, V.B.Polevoy, O.B.Tarasova *(IPPE)* 37

Экспериментально-расчетный метод определения глубоких подкритичностей критсборок и реакторов
Даруга В.К., Полевой В.Б. *(ФЭИ)*
The Experimental-Calculational Method for Determination of Deep Substructural States of Critical Assemblies and Reactors
V.K.Daruga, V.B.Polevoy *(IPPE)* 40

Экспериментальное исследование охлаждения нагретых частиц применительно к процессам теплового взаимодействия расплавленного топлива с теплоносителем в ЯЭУ
Усынин Г.Б., Аношкин Ю.И., Болдин С.В. *(НГТУ)*
Experimental Investigation of Hot Particles Cooling-down for Processes of Thermal Interaction of Molten Fuel with Coolant
G.B.Usynin, Yu.I.Anoshkin, S.V.Boldin *(NGTU)* 43

Экспериментальное изучение термического разрушения твэлов на имитаторах
Усынин Г.Б., Аношкин Ю.И., Семенычев М.А. *(НГТУ)*
Experimental Study at Imitators of Thermal Destroying of Fuel Elements
G.B.Usynin, Yu.I.Anoshkin, M.A.Semenychev *(NGTU)* 45

БЕЗОПАСНОСТЬ ДЕЙСТВУЮЩИХ И ПРОЕКТИРУЕМЫХ ЯЭУ
SAFETY PROBLEMS OF OPERATING AND DESIGNED NPPs

Оценка натриевого пустотного эффекта реактивности в проекте быстрого реактора БН-800
Чебесков А.Н. *(ФЭИ)*
Evaluation of Sodium Void Reactivity of the BN-800 Fast Reactor Design
A.N.Chebeskov *(IPPE)* 48

Еще раз об НПЭР
Селезнев Е.Ф. *(ВНИИАЭС)*
Once More About SVRE
E.F.Selesnev *(VNIIAES)* 51

Применение пассивных средств аварийной защиты с целью повышения безопасности быстрых реакторов с натриевым теплоносителем
Букша Ю.К., Вознесенский Р.М., Тузов А.А. *(ФЭИ)*
Application of Passive Safety Device for Sodium-Cooled Fast Reactor Safety Enhancement
Yu.K.Buksha, R.M.Voznesensky, A.A.Tousov *(IPPE)* 53

Численное моделирование нестационарных процессов в первом контуре реакторной установки БРЕСТ-300 со свободными уровнями теплоносителя
Микитюк К.О, Алексеев П.Н. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Numerical Simulation of Transients in BREST-300 Primary Circuit with Free Coolant Surfaces
K.O.Mikitiouk, P.N.Alekseev *(RRC "Kurchatov Institute")* 56

Расчеты параметров ядерной безопасности реактора 1-го блока Курской АЭС перед остановом на КПР
Васекин В.Н., Дружинин В.Е., Моисеев И.Ф., Веселов В.П., Дадакин В.С., Лысов Д.А., Немиров А.С., Шмонин Ю.В. *(ВНИИАЭС)*, Краюшкин А.В. Тишкин Ю.А., Хренников Н.Н., Малофеев В.М. *(РНЦ "Курчатовский институт")*, Рождественский М.И. *(НИКИЭТ)*
Calculated Predictions of Nuclear Safety Parameters of Kursk NPP Unit 1 Before Repairs
V.N.Vasekin, V.E.Drujinin, I.F.Moiseev, V.P.Veselov, V.S.Dadakin, D.A.Lysov, A.S.Nemirov, Yu.V.Shmonin (VNIIAES), A.V.Krajushkin, Yu.A.Tishkin, N.N.Khrennikov, V.M.Malofeev *(RRC "Kurchatov Institute")*, M.I.Rojdestvenski *(PDIPE)* 58

Проблемы обеспечения безопасности космических ЯЭУ (концепции и технические решения)
Баринов С.В., Евдокимов А.М., Логачев О.Н., Колганов В.Д. *(НИКИЭТ)*
Safety Problems of the Space Nuclear Power Systems (Conceptions and Technical Decisions)
S.V.Barinov, A.M.Evdokimov, O.N.Logachev, V.D.Kolganov *(RDIPE)* 61

НОВЫЕ КОНЦЕПЦИИ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ЯЭУ
CONCEPTS OF ADVANCED REACTORS WITH IMPROVED SAFETY

Использование топливных композиций на основе микротвэлов в реакторах ВВЭР
Гольцев А.О., Цибульский В.Ф., Чибиняев А.В. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Use the Fuel Compositions Based on the Micro-Particles in VVER Reactors
A.O.Goltsev, V.F.Tsybulsky, A.V.Chibinyaev *(RRC "Kurchatov Institute")* 65

Безопасный корпусной тяжеловодный реактор с топливными композициями на основе микротвэлов
Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
The Safe Tank-type Heavy Water Reactor with Fuel Compositions Based on Micro-Particles
V.D.Davidenko, V.F.Tsybulsky, *(RRC "Kurchatov Institute")* 68

Анализ переходных процессов типа ATWS в реакторе типа БН мощностью 800 МВт(э.) с "разбавленной" активной зоной
Ваньков А.А., Зяблецев Д.Н., Воротынцев М.Ф., Коробейников В.В.,.Ринейский А.А., Пышин В.К. *(ФЭИ)*
ATWS Analysis of BN-type MOX-fueled LMR of 800 MWe with "Diluted" Core
A.Vankov, D.Ziabletsev, M.Vorotyntsev, V.Korobeinikov, A.Rineiski, V.Pyshin *(IPPE)* 71

Концепция безопасного жидкосолевого реактора с внешним источником фотоядерных нейтронов
Алексеев П.Н., Виноградова Е.В., Фомиченко П.А., Игнатьев В.В., Меньшиков Л.И., Субботин С.А. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Conceptual Design Features of a Subcritical Enhanced Safety Molten-Salt Reactor
P.N.Alekseev, E.V.Vinogradova, P.A.Fomichenko, V.V.Ignatiev, L.I.Men'shikov, S.A.Subbotin *(RRC "Kurchatov Institute")* 74

ТОПЛИВО И ТОПЛИВНЫЕ ЦИКЛЫ
NUCLEAR FUEL AND FUEL CYCLES

Расчетные исследования возможности выжигания "оружейного" плутония в ВТГР с шаровыми твэлами
Гольцев А.О., Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
The Computational Researches of an Opportunity of Weapon-Grade Plutonium Burn-up in HTGR with Spherical Fuel Elements
A.O.Goltsev, V.D.Davidenko, V.F.Tsybulsky *(RRC "Kurchatov Institute")* 78

Оценка накопления ГПД в керамическом топливе реактора типа ВВЭР с различной загрузкой тяжелых ядер
Иванов Е.А., Гуров И.И., Ловчиков М.Б., Фролов О.В. *(ФЭИ)*
Estimation of Gaseous Fission Products Accumulation in VVER-type Reactor Ceramic Fuel with Various Heavy Metal Loading
E.A.Ivanov, I.I.Gurov, M.B.Lovtchikov, O.V.Frolov *(IPPE)* 81

Выжигание плутония в активной зоне реактора БН-800, использующего нетрадиционное топливо без урана-238
Матвеев В.И., Иванов А.П., Кривицкий И.Ю. *(ФЭИ)*
Plutonium Burning in Fast Reactor Cores Using Unconventional Fuel without U-238
V.I.Matveev, A.P.Ivanov, I.Yu.Krivitski *(IPPE)* 83

Оценка эффективности выжигания плутония в активной зоне реактора БН-800 с повышенным обогащением оксидного топлива
Кривицкий И.Ю., Матвеев В.И. *(ФЭИ)*
Estimation of Plutonium Burning Efficiency in BN-800 Reactor Core with Increased Oxide Fuel Enrichment
I.Yu.Krivitski, V.I.Matveev *(IPPE)* 86

Глубокое выжигание энергетического плутония в реакторах БН
Усынина С.Г. *(НГТУ)*
Deep Burning of Reactor-Grade Plutonium in BN-type Reactors
S.G.Usynina *(NGTU)* 89

ВТГР - как утилизатор плутония
Савандер В.И. *(МИФИ)*
HTGR as a Plutonium Utilizator
V.I.Savander *(MEPhI)* 92

Предварительное изучение концепции крупномасштабного МОХ-топливного цикла легководных реакторов, защищенного от распространения ядерных материалов
Шмелев А.Н., Крючков Э.Ф., Куликов Г.Г., Кожин А.Ф., Апсэ В.А., Лашин А.Ф., Цветков П.В. *(МИФИ)*
A Preliminary Study on Proliferation-Resistant Large-Scale MOX-Fuel Cycle Concept for LWRs
A.N.Chmelev, E.F.Kryuchkov, G.G.Koulikov, A.F.Kojin, V.A.Apse, A.F.Lashin, P.V.Tsvetkov *(MEPhI)* 96

ПРОБЛЕМЫ ТЕПЛОГИДРАВЛИКИ И НАДЕЖНОСТИ ЭНЕРГООБОРУДОВАНИЯ АЭС
THERMOHYDRAULICS AND RELIABILITY OF POWER EQUIPMENT

Прогнозирование и мониторинг надежности крупногабаритного оборудования АЭС
Воробьев Ю.Б., Кузнецов В.Д., Мирошниченко А.В. *(МЭИ)*
The Forecasting and Monitoring of NPP Great-Sized Equipment Reliability
Y.B.Borobyov, V.D.Kuznetsov, A.V.Miroshnichenco *(MPEI)* 100

Применение программы ATHLET для исследования теплогидравлических процессов в парогенераторе реактора ВВЭР при аварийных условиях
Кузнецов В.Д., Федоров А.Л., Лишке В., Краус Б. *(МЭИ)*
Program ATHLET Application for Researches of Steam-Generator Thermohydraulic Processes of Reactor WWER in Accident Conditions
V.D.Kuznetsov, A.L.Fyodorov, V.Leshke, B.Kraus *(MPEI)* 103

Аспекты моделирования теплофизики твэл и теплоносителя в авариях типа RIA
Седов А.А. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
The Aspects of Modelling the Fuel Elements Thermal Physics and Coolant Thermal Hydraulics in RIA
A.A.Sedov *(RRC "Kurchatov Institute")* 106

Результаты расчетного исследования аварии с перекрытием проходного сечения в бескожуховых кассетах свинцово-охлаждаемого быстрого реактора БРЕСТ-300

Седов А.А., Гагин В.Л. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
The Results of Calculation Investigation of Ductless Fuel Assembly Blockage in Fast Lead-Cooled Reactor BREST-300
A.A.Sedov, V.L.Gagin *(RRC "Kurchatov Institute")*..... 108

Особенности внутриреакторной теплогидродинамики ВВЭР в режимах использования естественной циркуляции теплоносителя
Благовещенский А.Я., Митрюхин А.Г., Леонтьева В.Л., Туманов А.Е. *(СПбГТУ)*
Thermohydrodynamics of the PWR-type Reactor Unit under the Regime of the Natural Circulation of the Coolant
A.Ya.Blagoveshchensky, A.G.Mitriukhin, V.L.Leontieva, A.E.Tumanov *(SPTU)*..... 110

Методика расчета нестационарных тепловых полей в реакторе, охлаждаемом двумя теплоносителями, и с отводом тепла с боковой поверхности
Гольцев А.О., Попов С.В. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
The Technique of Non-Stationary Thermal Fields Calculations in Reactor with Two Types Coolant and Heat Removal from Outer Surface
A.O.Goltsev, S.V.Popov *(RRC "Kurchatov Institute")*..... 113

Эффективный перенос тепла в анизотропной пористой среде
Корсун А.С., Митрофанова О.В., Соколова М.С. *(МИФИ)*
Effective Heat Transfer in Anisotropic Porous Media
A.S.Korsun, O.V.Mitrophanova, M.S.Sokolova *(MEPhI)*..... 116

Программа SECHAN теплогидравлического расчета аварийного процесса ВТГР
Корсун А.С., Савандер В.И., Сницарь Р.В. *(МИФИ)*
The SECHAN Computer Code for Thermal and Hydraulic Analysis of an Accident in HTGR
A.S.Korsun, V.I.Savander, R.V.Snytsyr *(MEPhI)*..... 121

Стендовые доклады
Poster Papers

Chebyshev Semi-Analytical Method for the Solution of Space-Dependent Neutron Kinetics Equations
V.Zimin, H.Ninokata *(Tokyo Institute of Technology)*..... 125

Изучение резонансного поглощения нейтронов в топливных композициях с большим содержанием микротвэлов
Цибульский В.Ф. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Study of Neutron Resonance Absorption in the Fuel Composition with a Lot of Micro-Particles
V.F.Tsybulsky *(RRC "Kurchatov Institute")*..... 128

Разработка разностной схемы повышенной точности для решения уравнения диффузии в программе JAR
Васильев А.В. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
The Elaboration of the Enhanced Accuracy Finite-Difference Scheme for Diffusion Calculations into the Computer Codes of JAR Series
A.V.Vassiliev *(RRC "Kurchatov Institute")*..... 129

Анализ эффективности различных модификаций улучшенного грубосеточного метода Аскью решения уравнения диффузии в программе JAR
Невиница В.А. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Analysis of the Efficiency of Various Modifications of Askew's Improved Coarse Mesh Method for Solving the Diffusion Equation in JAR Code
V.A.Nevinitsa *(RRC "Kurchatov Institute")*..... 132

Аксиальный коэффициент диффузии в обезвоженных ячейках реактора
Повещенко Т.С., Лалетин Н.И. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
The Axial Diffusion Coefficient in the Reactor Cells with Void Zones
T.S.Poveschenko, N.I.Laletin *(RRC "Kurchatov Institute")*..... 135

Оценка приближенного метода расчета потери энергии нейтрона при упругом рассеивании
Неделин О.В., Петров Р.В., Азаров С.И., Воробьев Л.В., Токаревский В.В. *(ИЯИ АНУ)*
Evaluation of Approximation Method Used for Calculation of Neutron Energy Loss in Elastic Scattering
O.V.Nedelin, E.L.Vorob'ev, R.V.Petrov *(Kiev Polytechnic Institute)*, S.I.Asarov, V.V.Tokarevskiy *(INR NAS, Ukraine)*..... 138

Использование дифференциального тонкого луча фотонов для расчета распределения поглощенной энергии в легких средах
Климанов В.А. *(МИФИ)*

Using of Differential Pencil Photon Beam for the Absorbed Energy Distribution Calculation in the Light Media
V.A.Klimanov *(MEPhI)* 141

Неэквивалентность параметра квазикритичности и эффективного коэффициента размножения нейтронов неоднородного ядерного реактора
Жулев Л.Н. *(ВНИИАЭС)*
The Nonequivalence of Quasicritical Parameter and Neutron Multiplication Coefficient of Nonhomogeneous Reactor
L.N.Zhulev *(VNIIAES)* 144

Корректировка констант в расчётной модели РБМК с использованием показаний датчиков
Иванов В.И. (Ленинградская АЭС), Шмонин Ю.В. *(ВНИИАЭС)*
The Correction Neutron Cross-Section for Code RBMK with Using Data of In-Core Flux Detectors
V.I.Ivanov (Leningrad NPP), Yu.V.Shmonin *(VNIIAES)* 146

Программный комплекс восстановления аксиальных распределений энерговыделения и расчета установок безопасности СТРАЖ
Броницкий Л.Л., Лаврухин В.С., Постников В.В., Шерстобитова Л.А. *(НИКИЭТ)*
Code Complex "СТРАЖ" for Reconstruction of Axial Power Distribution and Calculation of Protection Limits
L.L.Bronitsky, V.S.Lavruhin, V.V.Postnikov, L.A.Sherstobitova *(RDIPE)* 148

Расчеты нейтронных сечений и эффектов реактивности реакторов РБМК
Давыдов В.К., Рождественский М.И. *(НИКИЭТ)*
Prediction of Neutron Cross-Sections and Reactivity Effects for RBMK Reactors
V.K.Davidov, M.I.Rozhdestvenskiy *(RDIPE)* 151

Развитие эксплуатационной математической модели реактора ИРТ-МИФИ
Пинегин А.А., Щуровская М.В., Хромов В.В., Алферов В.П. *(МИФИ)*
Development of Operational Mathematical Model of Research Reactor IRT-MEPhI
A.A.Pinegin, M.V.Schurovskaya, V.V.Khromov, V.P.Alferov *(MEPhI)* 154

Математическое моделирование динамики реактора РБМК-1000 для функционального тренажера по месту ВИУР
Батурин Д.М., Хотылев В.А., Михайлов В.Н., Щукин Н.В., Страшных В.П., Тихонов Н.В., Зимин В.Г. *(МИФИ)*
Part Task Simulator for RBMK-1000 Senior Reactor Operator: Math Models for Reactor Dynamics
D.M.Baturin, V.A.Khotylev, V.N.Michailov, N.V.Schukin, V.P.Strashnych, N.V.Tikhonov, V.G.Zimin *(MEPhI)* 158

Применение метода сопряженных градиентов для ускорения сходимости итерационных процессов при решении многогрупповых уравнений нейтронного поля
А.А.Семенов, Н.В.Щукин, В.Г.Зимин *(МИФИ)*
Application of Conjugate Gradient Method to Iteration Acceleration in Solving Neutron Field Equation
A.A.Semenov, N.V.Schukin, V.G.Zimin *(MEPhI)* 160

Алгоритм и программа РЭДИС расчетно-экспериментальной диагностики положения органов регулирования реактора РБМК
Чернов Е.В., Щукин Н.В., Хотылев В.А., Зонов И.В. *(МИФИ)*
Algorithm and REDIS Computer Code for Calculation and Using In-Core Detectors Readings Detection of Control Rod Position of RBMK Type Reactor
E.V.Chernov, N.V.Schukin, V.A.Khotylev, I.V.Zonov *(MEPhI)* 163

Верификация гидродинамического модуля программного комплекса THEHYCO-3DT
Корсун А.С., Витрук С.Г., Ушаков П.А., Габрианович Б.Н. *(МИФИ)*
Hydrodynamic Module Validation of THEHYCO-3D Code
A.S.Korsun, S.G.Vitruk, P.A.Ushakov, B.N.Gabrianovich *(MEPhI)* 165

Использование вычислительного эксперимента для оптимизации теплогидравлического процесса изготовления твэлов
Корсун А.С., Митрофанова О.В., Киселев Н.П., Корсун В.А., Симаков Г.А., Тычкин Г.Л. *(МИФИ)*
Application of Computer Modelling for Process of Fuel Rods Manufacture
A.S.Korsun, O.V.Mitrophanova, N.P.Kiselev, V.A.Korsun, G.A.Simakov, G.L.Tychkin *(MEPhI)* 168

Результаты нейтронно-физического анализа решеток канальных реакторов с повышенным обогащением и выгоранием топлива
Болсунов А.А., Наумов В.И., Пряничников А.В. *(МИФИ)*
The Results of Neutron-Physics Analysis of Channel Reactor Cells With High Burn-up and Fuel Enrichment

A.A.Bolsunov, V.I.Naumov, A.V.Prianichnikov *(MEPhI)* 171

Оценка потенциала безопасности ВВЭР с использованием керметного топлива
Болсунов А.А., Наумов В.И., Савандер В.И. *(МИФИ)*
The Estimation of Potential of VVER Safety Using Cermet–Fuel
A.A.Bolsunov, V.I.Naumov, V.I.Savander *(MEPhI)* 174

Использование системы жидкостного регулирования в подкритических режимах реактора ПИК
Гостев В.В., Захаров А.С., Коноплев К.А., Орлов С.П., Потапов И.А., Смольский С.Л. *(ПИЯФ РАН)*
PIK Reactor Liquid Absorber System for Start–Up and Safe Shutdown
V.V.Gostev, A.S.Zakharov, K.A.Konoplev, S.P.Orlov, I.A.Potapov, S.L.Smolsky
(St.–Petersburg Nuclear Physics Institute) 178

К вопросу об увеличении скорости счета сторожевого детектора в помещении 304/3 в период с 19.06.90 по 30.06.90
Балыгин А.А., Шикалов В.Ф. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
About the Event in the Room 304/3 of Destroyed Block of Chernobyl NPP
A.A.Balygin, V.F.Shykalov *(RRC "Kurchatov Institute")* 181

Влияние конструктивных особенностей выгородки ВВЭР–1000 на результаты расчета переноса нейтронов в околокорпусном пространстве реактора
Воробьев Е.Л., Неделин О.В., Азаров С.И., Буканов В.Н., Петров Р.В., Гаврилюк В.И., Демехин В.Л., Токаревский В.В. *(ИЯИ АНУ)*
Influence of Baffle's Construction of WWER–1000 on Results of Neutron Transport Calculations in the Region of the Pressure Vessel
E.L.Vorob'ev, O.V.Nedelin, R.V.Petrov *(Kiev Polytechnic Institute)*, S.I.Asarov, V.N.Bukanov, V.I.Gavriluk, V.L.Demyohin, V.V.Tokarevskiy *(INR NAS, Ukraine)* 185

Особенности расхолаживания реактора АЭС НП–500 на заключительной стадии аварий с расгерметизацией 1 контура
Мигров Ю.А., Волкова С.Н., Ефимов В.К., Вербицкий Ю.Г., Кутьин В.В., Чернов И.В. *(НИТИ)*
NP–500 Reactor Cooldown at the Final Stage of an Accident with Primary System Depressurization
Yu.A.Migrov, S.N.Volkova, V.K.Yefimov, Yu.G.Verbitski, V.V.Kutyin, I.V.Chernov
(Research Institute of Technology) 188

Исследование аварийных процессов на аналитическом тренажере первого блока АЭС Qinshan (КНР) с реактором PWR–300
Марчук Ю.В., Рахматулин М.А., Селезнев Е.Ф., Козырева Л.И., Ходжаев Д.Д. *(ВНИИАЭС)*
The Investigation of Scram Process with Analytical Simulation for First Unit Qinshan NPP (China) with PWR–300
Yu.V.Martchuk, M.A.Rachmatulin, E.F.Selesnev, L.I.Kozireva, D.D.Chodjaev *(VNIIAES)* 190

Экспериментальные исследования на критическом стенде БФС–1 характернстик активной зоны быстрого реактора с нептунием в топливе
Белов С.П., Двухшерстнов В.Г., Дулин В.А., Ефименко В.Ф., Колосков Н.А., Кочетков А.Л., Кузин Е.Н., Матвеенко И.П., Михайлова И.В., Можаев В.К., Поплавский А.В., Сердечный В.С., Шапарь А.В. *(ФЭИ)*
Experimental Investigations of Fast Reactor Core Characteristics with Neptunium in Fuel at the BFS–1 Critical Facility
S.P.Belov, V.G.Dvukhsherstnov, V.A.Doulin, V.F.Efimenko, N.A.Koloskov, E.N.Kuzin, I.P.Matveenko, I.V.Michailova, V.K.Mozaev, A.V.Poplavskii, V.S.Screechy, A.V.Shaper *(IPPE)* 192

Экспериментальное определение критических тепловых потоков при наружном охлаждении корпуса реактора
Грановский В.С., Ефимов В.К., Черный О.Д. *(НИТИ)*
Experimental Investigation of Critical Heat Fluxes at the Experimental Cooling of Reactor Vessel
V.S.Granovski, V.K.Yefimov, O.D.Cherny *(Research Institute of Technology)* 195

Реперный полномасштабный эксперимент и расчет мощности дозы активационного гамма–излучения в защите реактора ВВЭР–440
Борисов С.Е., Машкович В.П., Морев М.Н., Неретин В.А. *(МИФИ)*, Лысенко В.В., Цыпин С.Г. *(НТЦ ЯРБ ГАН РФ)*, Цофин В.И. *(ОКБ "Гидропресс")*
Full–Scale Experiment and Calculation of Activation Gamma Doze Rate in WWER–440 Shield
S.E.Borisov, V.P.Mashkovich, M.N.Morev, V.A.Neretin *(MEPhI)*, V.V.Lysenko, S.G.Tsypin *(SEC NRS GAN RF)*, V.I.Tsophin *(RDB "Hydropress")* 197

Расчетно–экспериментальные исследования по активации теплоносителя быстрыми нейтронами на базе штатной СКГО и полиячеечной программы ГЕТЕРА

Белоусов Н.И., Ефимов В.Г., Загребаев А.М., Речкиман А.Э. *(МИФИ)*
Computational and Experimental Research of Coolant Activation in RBMK-type Reactor
N.I.Belousov, V.G.Efimov, A.M.Zagrebaev, A.E.Rechkiman *(MEPhI)* 199

Измерение распределения плотности нейтронов в топливной сборке РБМК
Гусев В.В., Ефанов А.И., А.Д.Климов, Месропов М.Г. *(НИКИЭТ)*
Measurement of Neutron Flux Distribution in the RBMK Fuel Assembly
V.V.Gusev, A.I.Yefanov, A.D.Klimov, M.G.Mesropov *(RDIPE)* 202

Метод разделения дозы от нейтронного и гамма-излучений в ТЛД при проведении экспериментов на моделях защиты ТЯР
Андреев М.И., Афанасьев В.В., Белевитин А.Г., Ромоданов В.Л. *(МИФИ)*
Method for Neutron and Gamma-Radiation Dose Separation of TLDs in Experiments at Mock-up of Fusion Reactor Shielding
M.I.Andreev, V.V.Afanasiev, A.G.Belevitin, V.L.Romodanov *(MEPhI)* 205

Нейтронно-физические аспекты использования уран-гадолиниевого оксидного топлива в водо-водяных реакторах
Поляков А.А., Стогов Ю.В., Белоусов Н.И., Савандер В.И., Проселков В.Н., Шилов В.В., Гуреев А.И. *(МИФИ)*
Neutron-Physical Aspects of Uranium-Gadolinium Oxide Fuel Utilization in LWR
A.A.Poliakov, Yu.V.Stogov, N.I.Belousov, V.I.Savander, V.N.Proselkov, V.V.Shilov, A.I.Gureev *(MEPhI)* 207

Концепция безопасного модульного реактора медицинского назначения для нейтронной и нейтронно-захватной терапии
Петров Э.Е., Иванов А.Е., Хоромский В.А., Тарасов В.А., Моргунов В.В. *(ФЭИ)*
Concept of Safety Integral Nuclear Reactor for Medical Purposes (Neutron and Neutron Capture Therapy)
E.E.Petrov, E.A.Ivanov, V.A.Horomsky, V.A.Tarasov, V.V.Morgunov *(IPPE)* 209

Концепция безопасной АС с подкритическим реактором и ускорителем протонов на энергию 100 Мэв
Глазков А.А., Диденко А.Н., Коляскин А.Д. *(МИФИ)*, Хорасанов Г.Л. *(ФЭИ)*, Калантаров В.Е. *(ИБРАЭ РАН)*
A Conception of Safe NPP with Under-Critical Reactor and Photon Accelerator for 100 MeV Energy
A.A.Glazkov, A.N.Didenko, A.D.Koljaskin *(MEPhI)*, G.L.Horasanov *(IPPE)*, V.E.Kalantarov *(ISDAP RAS)* 211

Концепция безопасности реакторов космического назначения
Компаниец Г.В., Поляков Д.Н. *(РНЦ "Курчатовский институт")*, Кузнецов В.И., Никонов А.М. *(ГП "Красная Звезда")*, Ионкин В.И., Царенко Ю.И. *(ФЕИ)*
Space Reactor Safety Concepts
G.V.Kompanietz, D.N.Poliakov *(RRC "Kurchatov Institute")*, V.I.Kuznetsov, A.M.Nikonov *(SE "Krasnaya Zvezda")*, V.I.Ionkin, U.I.Tsarenko *(IPPE)* 214

Изучение интерференции органов управления в реакторе космического назначения
Голубев В.С., Кузнецов В.И., Мартынова И.И., *(ГП "Красная Звезда")*, Марин С.Н., Катышев С.А., Шестеркин А.Г. *(ФЭИ)*
Studying of Controls Interference in Reference to Space Reactor
V.S.Golubev, V.I.Kuznetzov, I.I.Martinova *(SE "Krasnaya Zvezda")*, S.N.Marin, S.A.Katishev, A.G.Shesterkin *(IPPE)* 217

Анализ безопасности бассейна выдержки отработавших ТВС ВВЭР-1000
Ионов В.С., Алексеев Н.И., Болобов П.А. *(РНЦ "Курчатовский институт")*
Safety Analysis of the VVER-1000 Spent Fuel Assemblies Cooling Pond
V.S.Ionov, N.I.Alexeev, P.A.Bolobov *(RRC "Kurchatov Institute")* 220

Модифицированный алгоритм расчета концентрации изотопов в облученном топливе в процессе выдержки
Чирков В.А., Мишанин Б.В. *(НГТУ)*
Modified Algorithm for Calculation of Spent Fuel Nuclides' Composition During a Cooling Period
V.A.Chirkov, B.V.Mishanin *(NGTU)* 224

Методика расчета материальных потоков нуклидов в системах с ЯЭУ
Чирков В.А., Мишанин Б.В. *(НГТУ)*
Method for Nuclide Material Flows Calculation in System with NPPs
V.A.Chirkov, B.V.Mishanin *(NGTU)* 226

AUTHOR INDEX
УКАЗАТЕЛЬ АВТОРОВ 229

ПРОБЛЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

NUCLEAR POWER SAFETY

Пленарное заседание
4 сентября, 15.30 – 18.00

Plenary Session
September 4, 15.30 – 18.00

Current Research in Nuclear Criticality Safety at the University of Tennessee, Knoxville

by

B. Basoglu, C. Bentley, M. Dunn, S. Goluoglu,
L. Paschal, T. Yamamoto (JAERI), and H. Dodds

The University of Tennessee
Knoxville, Tennessee U.S.A.

RU9604412

During the past year, we have worked on six different research projects in the area of nuclear criticality safety which are listed below:

1. Development of a parallel version of the multigroup Monte Carlo code, KENO Va., which is used worldwide for criticality safety studies.

2. Space-dependent kinetics analysis of a hypothetical array criticality accident involving units of aqueous uranyl fluoride.

3. Criticality safety study of uranium deposits in gaseous diffusion equipment.

4. Development of a continuous energy version of KENO Va.

5. Improvements in the time-dependent, multigroup Monte Carlo code, TDKENO.

6. Development of a time-dependent, three-dimensional multigroup discrete ordinates transport code for excursion studies.

Projects 1, 4, 5 and 6 above are important for nuclear reactor safety as well as criticality safety. Results obtained for the first three projects are presented in this paper. Results for the last three projects are not yet available.

Regarding project no. 1, a parallel version of KENO Va. has been developed for the KSR1, a 64-processor, virtual shared-memory computer developed by Kendall Square Research Corp. Seven different parallel algorithms have been developed for KENO Va., and several test problems have been used to evaluate the performance of the new parallel code. Regarding accuracy and precision, the new parallel code gives essentially the same results as the original sequential version of KENO Va. when using the same total number of histories in both codes. Regarding speedup (defined as the ratio of the wall-clock time of the original sequential code running on one processor of the KSR1 to the wall-clock time of the new parallel code), the performance varies depending on the complexity of the problem. Specifically, the speedup varies from 4.5 (using 12 processors) for a simple

homogeneous sphere of highly enriched uranium metal surrounded by a water reflector to 34.2 (using 56 processors) for a complex PWR core model.

Regarding project no. 2, an excursion analysis code has been developed to model an array of seven plastic bottles, each containing approximately 24 liters of low-enriched UO_2F_2 solution, which accidentally becomes supercritical (for example, due to an earthquake). The code includes a 1-d neutron transport kinetics capability taken from the PAD code[1] and a thermal-hydraulic model taken from the SKINATH-AR code.[2] The SKINATH-AR code was originally developed to model this hypothetical array excursion using simple point kinetics coupled to the thermal-hydraulic model. A comparison of 1-d space-time results with point kinetics results for a 50 cents/second ramp induced transient (determined by the speed at which the bottles are assumed to move together) is shown in Figure 1. The importance of using a space-time model beyond 75 seconds, rather than a point model, is quite obvious. The reader is referred to Ref. 3 for more detailed information on this project.

Finally, regarding project no. 3, criticality safety studies of several different diffusion cascade coolers have been performed for various hypothetical accident scenarios involving water ingress into the coolers. Very conservative assumptions were made in the KENO Va. models regarding the spatial distribution of the deposit material in the coolers which are in a shutdown state, and the extent of the accidental water ingress. Thus far, no criticality safety concern has been identified for any single contingency accident scenario, where a single contingency accident is defined as any single independent event that leads to a criticality accident.

REFERENCES

1. D. M. Peterson *et at.*, "PAD: A One-Dimensional, Coupled Neutronic - Thermodynamic Computer Code", LA-6540-MS, Los Alamos National Laboratory.

2. R. W. Brewer *et al.*, "Transient Analysis of a Hypothetical Array Criticality Accident", *Proceedings of the 1993 ANS Topical Meeting on Physics and Methods in Criticality Safety*, Nashville, TN, ISBN O-89448-183-5 (September, 1993).

3. T. Yamamoto *et al.*, "Space-Dependent Kinetics Analysis of a Hypothetical Array Criticality Accident Involving Units of Aqueous Uranyl Fluoride", *Proceedings of the Fifth International Conference on Nuclear Criticality Safety*, Albuquerque, NM (September, 1995).

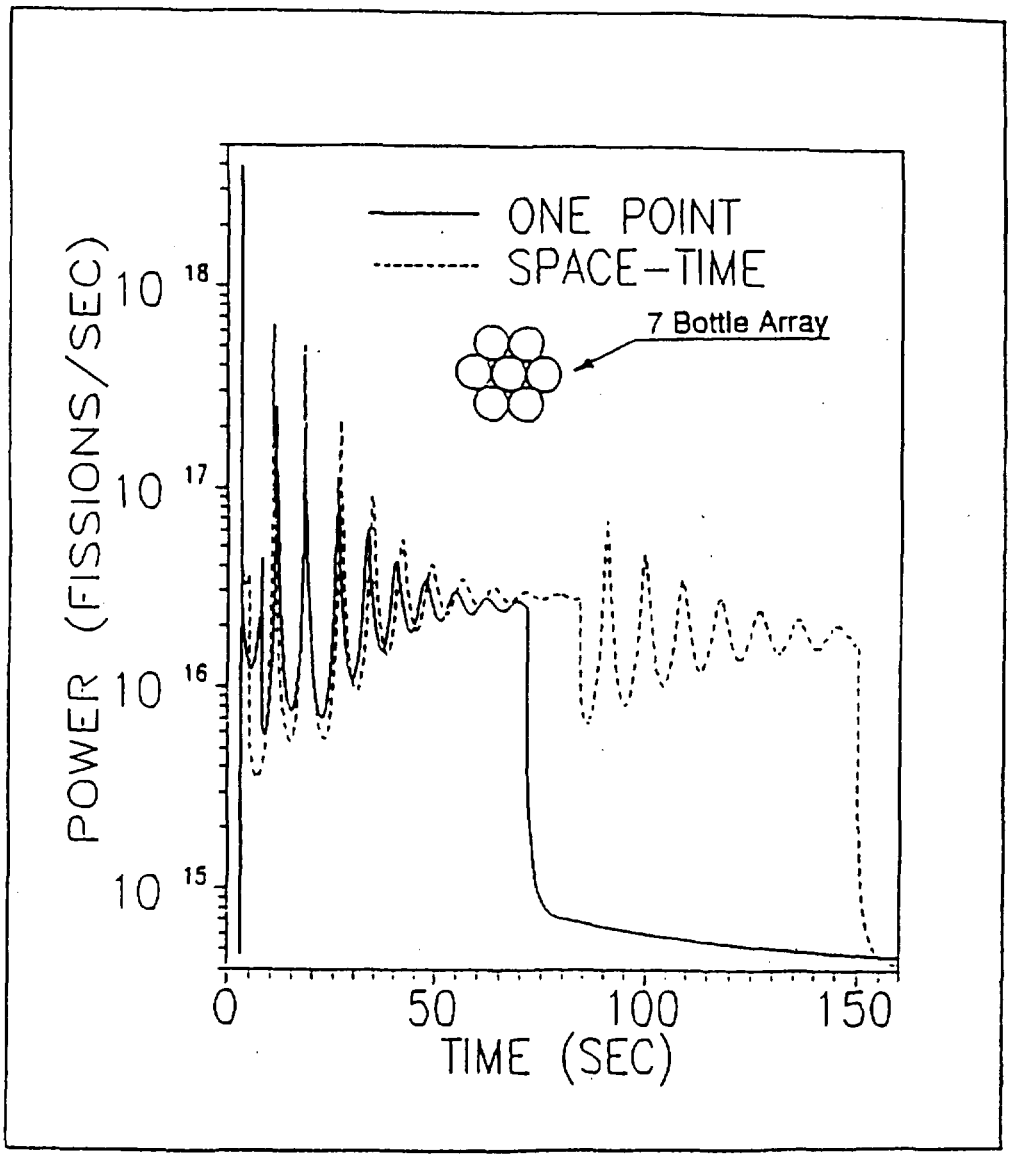


Figure 1. Power versus time for a seven bottle array due to a ramp perturbation of 50 cents/second.

ФИЗИЧЕСКИЕ ПРИНЦИПЫ САМОЗАЩИЩЕННОСТИ АКТИВНЫХ ЗОН ЯЭУ.

Г.Б. УСЫНИН

RU9604413

НИЖЕГОРОДСКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ ТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ.

Свойство "безопасность" должно быть с очевидностью обосновано (transparent safety) и складывается из определенных условий. В особенности должна быть доказана устойчивость к тяжелым авариям. Наиболее убедительна опора на внешние пассивные средства и внутренне присущие свойства реактора, которые составляют понятия "самозащищенность". Основные признаки самозащищенности следующие:

- действие пассивных средств защиты, определяемое физико-химическими характеристиками активной зоны;
- высокие аварийные пределы важнейших параметров;
- инерционность и высокая аккумулирующая способность;
- простота конструкции;
- допустимость большого упускаемого времени (отсутствие корректирующих воздействий;
- большой период самозащищенности.

В конечном итоге задача сводится к нейтрализации факторов потенциальной опасности ЯЭУ:

- потенциальной избыточной реактивности;

- концентрированного содержания р/а продуктов в активной зоне и, в связи с этим остаточного энерговыделения;
- скрытой неядерной энергии и возможности неуправляемых разрушительных физико-химических процессов.

Минимизация факторов потенциальной опасности может осуществляться различными способами, в том числе разработкой реакторов нового поколения на основе уже освоенной технологии. В настоящее время получили развитие небольшое число типов реакторов, для которых можно выделить общие и специфические факторы опасности и тенденции в способах их нейтрализации.

Общая тенденция состоит в уменьшении единичной мощности, снижении параметров, использовании интегральных или блочных компоновок и на этой основе достижение качественно другого уровня самозащищенности. Специфика в способах повышения самозащищенности определяется физическими особенностями каждого типа реакторов. При этом существуют факторы опасности, которые принципиально неустранимы для данного типа. Например, для легководных реакторов эта большой запас реактивности на выгорание, большая запасенная неядерная энергия и др. Для реакторов на быстрых нейтронах - высокая чувствительность к перемещениям топливного материала, малая доля запаздывающих нейтронов и др. Имеются также факторы опасности, устранение которых существенно подорвет экономическую эффективность данного типа реактора. Нейтрализация таких факторов строится на естественном исключении условий, в которых их проявление не носит катастрофического характера. Более радикальным, но не абсолютным способом достижения самозащищенности является освоение и опытная проверка новых ядерных технологий.

Name : FREDERIC VARAINE
Organization : COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE
Title : ENGINEER
Address : DER/SPRC/LEDC
CENTRE D'ETUDES DE CADARACHE
BATIMENT 230
13108 SAINT PAUL LEZ DURANCE CEDEX FRANCE
Country : FRANCE
Fax : +(33) 42 25 75 95
Tel : +(33) 42 25 28 65
E-mail : varaine@cranach.cad.cea.fr

RU9604414

Title : " SUPER PHENIX - CORE CONFIGURATION DEVOTED TO Pu BURNING "

Authors *F. VARAINE* *A. ZAETTA* *J. TOMMASI*

Introduction

SUPER PHENIX, the 1200 MWe french fast reactor has been restarted on the fourth of August 94, after four years of non operation. During this period, the decrease of potential core reactivity has been about 1000 pcm. The reason of the loss of reactivity is the decrease of Pu 241 in Am 241.
This reactor is now devoted to demonstrate the ability of a fast reactor to burn Plutonium and minor actinides.
In this way at 320 EFPD (Equivalent Full Power Days), the core design will be modified in considerable proportions :

- The first row of fertile blanket will be replaced by a steel reflector to make the breeding gain decrease (about 5 kg/Twhe).

- The introduction of 2 subassemblies with high Plutonium enrichment, about 30%. The isotopic composition of these sub assemblies are different, one represented the UOX PWR (CAPRA 1A) the second one representated MOX PWR (CAPRA 1B). The first one is placed in the outer core, the second one in the inner core. They are devoted to demontraste the ability of SUPER PHENIX to burn Plutonium (in the frame of CAPRA project).

- The introduction of one subassembly with 2 kg of Neptunium 237 in homogeneous mixture. This type of subassembly is devoted to demonstrate the ability to burn Minor Actinides in SUPER PHENIX.

- The introduction of 24 subassemblies to boost the core. In SUPER PHENIX there are two fissile zones of Pu enrichment, the inner core with an average 15 % Pu and the outer core with an average 19% Pu.The 24 sub assemblies are of the outer core type, and they are set in inner core to increase the reactivity. The effect on the reactivity is about 2000 pcm.

A core configuration was reached that will authorize the reactor to run with high level of power. We have considered in our investigation four safety criteria. The respect of these limits the reactor power level.

At nominal power (1200 MWe) their values are :

1 - Maximum Linear Power under 480 W/cm.

2 - Maximum Clad Temperature under 700°C.

3 - No melted fuel when a control rod is untimely ejected out of the core.

4- The antireactivity of the Backup Shutdown System (B.S.S.) must stop the reactor and must be efficient up to 550 °C.

Criteria 1 and 2 must be respected in operation,Criteria 3 and 4 should be respected in accident configuration.

Effects of core design modifications

The replacement of the first row of fertile blanket induces two effects :

- an increase of flux level in the outer core by reflecting effect,
- an increase of power in the second fertile row because steel reflectors are more transparent to neutrons than standard fertile subassemblies.

The introduction of the 2% Np237 subassemblies has no effect on power.

The introduction of CAPRA subassemblies increases the linear power of S/A near them (See fig1)

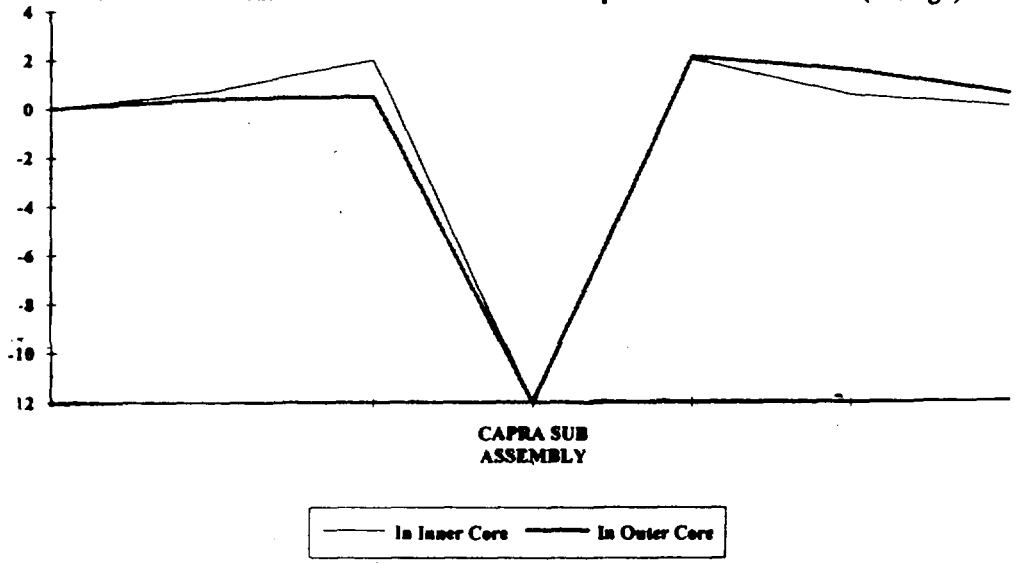


fig 1 - Gap in percents on Max. Linear Power between configurations with and without CAPRA S/A (radial cross)

The local increase of linear power is no more than 2%, and the effect disappears from the second row around. The CAPRA S/A are colder than a standard fuel S/A because of a lower content in Pu 239 equivalent.

The permutations of inner core subassemblies by booster S/A increase linear power and cladding temperature in such positions (see fig 2)

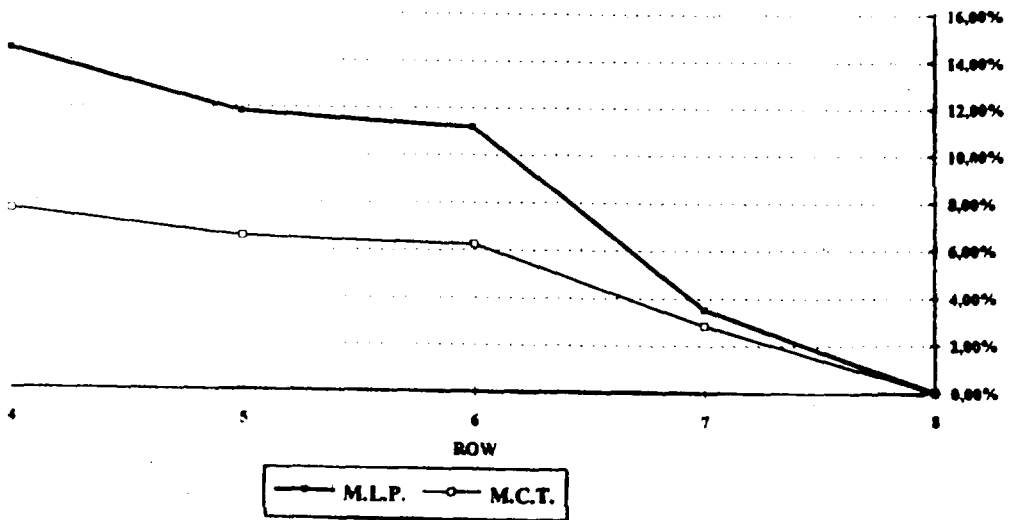


fig 2 -Relative variation of MLP and MCT for Booster Assemblies in function of their positions

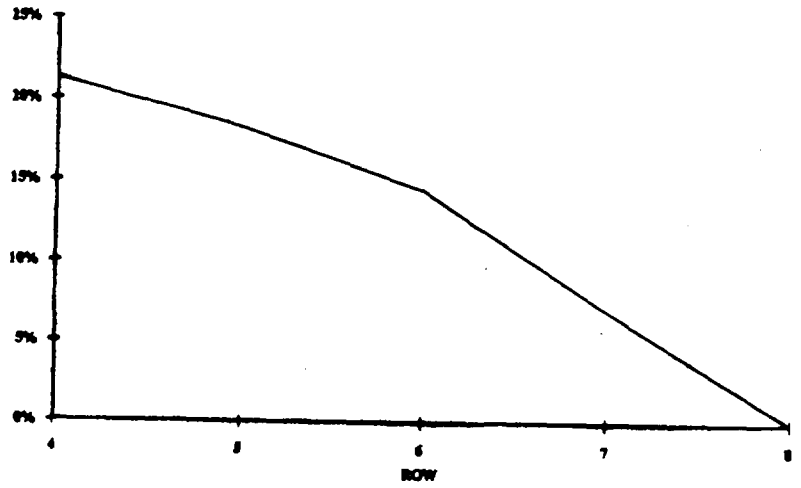


fig 3 - Relative variation of reactivity with the position of booster subassemblies in the inner core

In fig 2 we can see that the relative variation increases when booster S/A are brought near the center of the core. In the same time the reactivity effect is more important (see fig 3).

The injection of reactivity is made in three times, at 320, 480 and 560 EFPD. A new core design corresponds to each situation, with more booster subassemblies in the inner core :

- 6 Booster S/A at 320 EFPD
- 15 Booster S/A at 480 EFPD
- 24 Booster S/A at 560 FPD

The penalization (%) on the power level to respect the criteria 1 and 2 is

320 EFPD	480 EFPD	560 EFPD
10 %	15%	20%

At 320 EFPD two option are considerate to decrease the BSS criteria :

	booster S/A near BSS rods	booster S/A far BSS rods
Penalization in % (B. S. S. criteria)	5%	30%

The implantation of the S/A near the BSS drop is very interesting to decrease the penalization about this criteria. This configuration has no effect on the others criterias.

Conclusion

All of these modifications call for detailed studies to take into account the effects they introduce. The first studies indicate that the new orientation of ***SUPER PHENIX*** as a reactor devoted to Pu burning and the first transformation with the replacement of the first row of fertile S/A and the introduction of CAPRA S/A have no effect on the power level of the reactor during operation. The ***CIRANO*** experimental programme, started in 1994, in the critical facility ***MASURCA***, in support of the CAPRA project, allows to validate the calculations.
The introduction of booster S/A required to bring an important amount of reactivity (about 2000 pcm) to reach high burn up fraction, The penalization on the power level to respect safety criterias is about 15%. There are no coupling effects between Booster S/A and CAPRA S/A if they are far enough from each other.

INTEGRATION OF ERROR TOLERANT CONCEPT INTO THE DESIGN OF CONTROL ROOM OF NUCLEAR POWER PLANTS

K. Sepanloo[1], N. Meshkati[2], M.A. Azadeh[3], F. Moatar[3]

[1] Nuclear Safety Department, Atomic Energy Organization of Iran, Tehran, Iran
[2] Institute of Safety and Systems Management, University of Southern California, Los Angeles, USA
[3] Department of Physics and Nuclear Technology, Amir-Kabir University of Technology, Tehran, Iran

RU9604415

INTRODUCTION

Human error has been recognized as the main cause of accidents in complex technological systems. This has caused increasing concern with the human involvement in technical systems safety. Data on human reliability in control rooms indicate that human reliability is unacceptably low (Hollnagel 1988). This is particularly important under difficult unexpected situations where the operator's deteriorated performance may lead to irreversible hazardous processes in the plant. It is generally recognized that the most important functions exercised by operators are those of decision making at critical junctures during the course of an accident.

The present complex, large-scale technological systems pose additional demands on the human operators. These systems require operators to constantly adapt to new and unforeseen system and environmental demands. Furthermore, there is no clear-cut distinction between system design and operation, since the operator will have to match system properties to the changing demands and operational conditions. In other terms, according to Reason (1990), operators must be able to handle the "non-design" emergencies, because the system designers could not foresee all possible scenarios of failures and are not able to provide automatic safety devices and/or remedial procedures for every contingency. Therefore, it is highly important that the operator's job, which involves effortful and error-prone activities of solving and decision making at the workstation level, be facilitated by proper interface devices and be supported by the needed organizational structures.

THE IRONIES OF AUTOMATION

Modern microprocessor technology and knowledge-based decision systems have made it entirely feasible to automate much of the nuclear power plants control room functions previously performed manually. There are many real benefits to be derived from automation; the question today is not whether a function can be automated, but whether it *should* be, due to the variety of human factors questions which are raised. It is highly questionable whether total system safety is always enhanced by allocating functions to automatic devices rather than human operators and there is some reason to believe that control room automation may have already passed its optimum. There is usually an image of automation as quiet, unerring, efficient, totally dependable machines, the servant of man, eliminating all human errors. However, there are many evident related to the operation of automated systems that reject this idea of having absolute trust in automation. For example, it has been found that there is, on the average, three errors in one thousand lines of computer programming (Carnino 1990). There are also ample instances of adverse impact of automation on flight-deck performance. In aviation industry, auto-pilot idea has already been rejected due to: 1) frequent failure of automatic equipment; 2) automation induced errors; and 3) loss of proficiency by the pilot. It is worth noting that the general public appears as sceptical of the infallibility of automation as they are fearful of its consequences (Wiener et al 1982).

For the foreseeable future, despite increasing levels of computerization and automation, human operators will remain in charge of the day-to-day controlling and monitoring of complex technological systems. Operators are kept in these systems because they are flexible, can learn and adapt to the peculiarities of the system, and because they are expected to "plug the holes in the designers' imagination" (Rasmussen 1980). Based on analyses of real emergency cases in nuclear power plants, it has been found that due to tightly-coupled, complex, highly-interactive nature of the system each incident has its own singular character and therefore there is little point in trying to create a predetermined set of typical operator automatic responses to an emergency (Reason 1988). The automatic safety systems are believed to be suitable for coping with "designer-expected"

incidents and the efforts to curb the threat posed by stressed operators by automatic safety systems does nothing to limit a far more likely danger: that they have already been "sabotaged" by maintenance and testing errors (Reason 1987). The adverse impact of committed human errors in other parts, such as maintenance, on the availability of automatic systems and safety of nuclear power plants has also been identified by Meshkati (1991).

THE FALLACY OF THE DEFENCE-IN-DEPTH

Defence-in-depth has been accepted widely as a safety philosophy in which the retention of hazardous material is maintained by putting overlapping layers supported by active safety systems. More over, the integrity of the layers is ensured by putting margins into the layers and systems. The opacity of the safety layers and indulging feature of them towards the impacts of human errors allow the errors to remain hidden inside the system quite a long time. Thus, besides the undeniable safety advantages, this strategy makes the system somewhat ignorant or forgiving towards the occurrence of hardware faults or human errors. The latent errors may also be put in the system in a number of other ways such as design deficiencies, bad management decisions, maintenance errors and poor operating procedures. The more complex and opaque the system, the greater will be their number. For the most part they are tolerated, detected and corrected, but in some cases, a set of "local triggers" combine with these "resident pathogens" in subtle and often unlikely ways to thwart the system's defence (Reason 1988, 1990).

ERROR TOLERANT SYSTEMS

Human error, is considered to occur if the effect of human behaviour exceeds a limit of acceptability. Of course, it is necessary to distinguish clearly between the types of errors induced by inappropriate limits of acceptability, i.e. by the design of the work situation and errors caused by inappropriate human behaviour. Furthermore, in many instances, the working environment can also aggravate the situation. In such unfriendly work environment, once the error is committed, it is not possible for the operator to correct the effects of it before they lead to unacceptable consequences, because the effects of the errors are neither observable nor reversible (Meshkati 1994b).

Recently, based on extensive research on the role of human element in technological systems, it is known that human error, as the unavoidable side effect of the exploration of degrees of freedom in unknown situations, can not totally be eliminated in modern, flexible, or changing environments. In order to allow for, and cope with human errors in large technological systems such as nuclear power plants, human errors should be considered as unsuccessful or unacceptable experiments in an unfriendly environment. Therefore, the design of friendly, i.e. *error tolerant* systems (Rasmussen 1988, 1990, 1993, Rasmussen et al 1994; Meshkati 1994) with integrated task and organizational structures should be considered. The interface design should aim at making the boundaries of acceptable performance visible to the operators while the effects of committed errors are observable and reversible. To assist the operators in coping with unforeseen (beyond-procedural) situations, the interface design should provide them with tools (opportunities) to make experiments and test hypotheses without having to carry them directly on potentially irreversible processes.

It is known that in traditional work organizations, various task groups must respond to rapid changes which cannot be thoroughly analyzed before implementation of corrective actions. Also, discretionary decisions are made by different people that often interact to produce an unpredictable outcome. Error tolerance is important here, because incompatibility between the solutions chosen by the different groups can have drastic economic and environmental impacts. One solution is an integrated information system that ensures effective horizontal communication that makes the effects of decisions made by team members visible within the work context of each of the other teams. That is, it should be made clearly visible (and hopefully reversible) when decisions made by one group violates the boundary of acceptable design as specified by the other groups.

To achieve the mentioned objectives the error tolerant concept can be integrated into the nuclear power plants, e.g. into the interface systems in the control room. In this way, the role allocation within groups interacting during the operation should be analyzed to identify the persons whose decisions can have impact on the successful function of the specified control component. The typical decision situations and the action alternatives available to the operators (in case of occurrence of an emergency situation) and the performance criteria guiding them should be identified. The recognition of communication network among the decision makers involved in response to the emergency case is also important. The boundary conditions of safe operation in the

emergency case should be specified to ensure the observability and reversibility of the violations. In addition, it is necessary to specify the indicators to be used for prompting the decision makers to consider the possible violation of such boundaries.

An error tolerant system in the control room of a nuclear power plant has the characteristics of both human-machine and human-human interfaces. It can be regarded a human-machine interface since the operator interacts with the plant through it, and at the same time it is a human-human interface system which informs the other relevant decision makers of the actions taken and also can find the impact of the others' actions on the domain of acceptable behaviour of the operator. Error tolerant system can also be considered as a decision support system, since it provides the operator with the actual state of the plant and the consequences of execution of his commands on the plant. The trend of change of area of the space of possibilities (the degrees of freedom) provides him with valuable guidance in directing the plant away from the safety margin borders. The error tolerant system has the features of *simplicity*, *transparency*, *error detectability*, and *recoverability*. The system facilitates the operator's correct conception about the real status of the plant and enhances the visibility of human actions in the plant both for the operator himself and the others who monitor his actions. Thus, the decisions made and actions taken by any actor are observed and evaluated by a group *mind*, which greatly increases the chance of detection of occurrence of any error. The speed of function of error tolerant system must be faster than the rate of deterioration of the plant state, subsequent to some erroneous executed command. The time needed for the error tolerant system to reveal the incorrectness of the operator's action should not permit the plant to go through irreversible degradation processes. In other words, the error tolerant system should not expose the plant to any danger of inactiveness from the operator to the rapid dynamics of the safety relevant processes in the plant. It is usually the case, since the time constants of most of the changes (e.g. thermal-hydraulics variations) in nuclear power plants are comparatively quite large.

CONCLUSION

Dynamic adaptation to the immediate work environments, both of the individual performance and allocation between individuals, can be combined with a very high reliability only if the errors can be observable and reversible. Error tolerant systems concept is an approach which provides a forgiving cognition environment for the operators to cope with the unforeseen incidents.

REFERENCES

Carnino, A. (1990) *Man and risks*. Marcel Decker publisher, New York, 1990.

Hollnagel, E. (1988) *Plan Recognition in Modelling of Users*. Reliability Engineering and System Safety 22 129-136

Meshkati, N. (1991) *Integration of workstations, job and team structure design in complex human-machine systems: A framework*. International Journal of Industrial Ergonomics, 7, 111-122.

Meshkati, N. (1994a) *A method for managing the integration of error tolerant design in manufacturing systems*. In edition.

Meshkati, N. (1994b) *A method for development and integration of error tolerant design, balancing reliability and complexity*. In edition.

Rasmussen, J. (1980) *What can be learned from human error reports?* In K.D. Duncan, M.M. Gruneberg & D. Walls(Eds), changes in working life, New York: John Wiley & Sons, 97-113.

Rasmussen, J. (1988) *Human Error Mechanisms in Complex Work Environments*. Reliability Engineering and System Safety 22 155-167.

Rasmussen, J. (1990a) *The role of error in organizing behaviour*. Ergonomics, Vol.33, Nos. 10/11, 1185-1199

Rasmussen, J. (1990b) *Human error and the problem of causality in analysis of accidents*. Phil. Trans. R. Soc. London. B 327, 449-462.

Rasmussen, J. (1993) *Risk management, adaptation, and design for safety*. Future risk and risk management. Dordrecht: Kluwer.

Rasmussen, J., Pejtersen, A., Goodstein, L. (1994) *Cognitive Systems Engineering*. John Wiley & Sons.

Reason, J. (1987) *The human contribution to nuclear power plant emergencies*. Conference on human reliability in nuclear power plants 22-23 Oct. 1987. London.

Reason, J. (1988) *Modelling the basic error tendencies of human operators*. Reliability Engineering and system safety 22. 137-153.

Reason, J. (1990) *Human error*. Cambridge University press. England.

Wiener, E., Curry, R. (1982) *Flight-Deck Automation: Promises and problems*. Pilot Error, the human factors, second edition, GRANADA publication, pp 67-86.

КОЛИЧЕСТВЕННЫЕ ПОКАЗАТЕЛИ БЕЗОПАСНОСТИ ЯЭУ

QUANTITATIVE INDICES OF NUCLEAR SAFETY

Круглый стол
4 сентября, 20.00 – 21.00

Round Table
September 4, 20.00 – 21.00

Estimation of potential risk for society from some dangerous fission products

A.G. Aseev, S.A. Subbotin

Nuclear Safety Institute, RRC "Kurchatov Institute"

Оценка уровня защищенности общества от некоторых опасных продуктов деления

А.Г. Асеев, С.А. Субботин

Институт Проблем Безопасности, РНЦ "Курчатовски

RU9604416

Same estimations of potential risk for individual human-being and for society from some dangerous fission products were made in this work.

The maximum quantities of this radionuclidies in human body were laid down as basis for this estimations. Equlibrium quantities of this radionuclidies in different parts of nuclear fuel cycle (reactor, external fuel cycle, intermediate and final storages) were taken as maximum quantities of radionuclidies.

В XX веке человечество столкнулось с "новым" видом опасного воздействия на природу и человека - радиацией. В результате длительных исследований были разработаны методы и созданы приборы для измерения уровня радиации, разработаны методы защиты от нее. На сегодняшний день радиация является, пожалуй, самым изученным и легко детектируемым вредным воздействием на человека.

Ядерная энергетика вносит свой вклад в создание радиационного фона на Земле. Но коллективная эффективная доза, создаваемая ею при безаварийной работе, ниже, чем от медицинского облучения. Попытке разобраться и понять, насколько атомная энергетика представляет опасность для человечества как вида в целом и посвящена эта работа.

Наши оценки основываются на том, что в процессе своего функционирования атомная энергетика снижает, а не увеличивает общее количество радионуклидов в природе, и что количество радионуклидов, генерируемых атомной энергетикой не может превысить их равновесных количеств.

В процессе функционирования атомной энергетики нарабатывается большое количество радионуклидов со средним временем полураспада, именно они представляют наибольшую опасность для населения. Защите от них и должно быть уделено основное внимание.

Общество обеспокоено тем, что нарабатываемые сейчас радионуклиды могут представлять большую опасность для последующих поколений. В работе показано, что радионуклиды, чье время жизни порядка десятков тысяч лет и больше, не требуют чрезмерной защиты даже в захоронениях, где их количество может быть наиболее велико, и что они не представляют опасности для будущего человечества.

Долгоживущие радионуклиды стоит отделять от радионуклидов со средним временем жизни и захоранивать отдельно, таким образом, может быть достигнута немалая экономия средств. Нет необходимости трансмутировать долгоживущие радионуклиды.

По результатам работы можно рассчитать необходимые величины ослабления воздействия каждого радионуклида за счет технологических и защитных барьеров.

В табл.1 представлены некоторые результаты работы, полученные для реактора ВВЭР-1000. При оценке значений величин ослаблений за счет реакторных барьеров в расчеты было заложено среднее количество продуктов деления, нарабатываемых реактором за время кампании. Результаты, представленные в третьей колонке этой таблицы, получены для открытого топливного цикла. Время нахождения радионуклидов в промежуточном хранилище предполагалось равным 50 годам, причем считалось, что в промежуточном хранилище, также как и в окончательном захоронении находятся радионуклиды от 100 атомных станций типа ВВЭР-1000. Для ^{99}Tc в окончательном захоронении мы взяли время накопления его в хранилище равным 150 годам.

Природа развивается, заботясь о сохранении вида, и ядерная энергетика, как технология, не противоречит ходу природного развития. При ее безаварийном функционировании она является более безопасной технологией чем угольная или газовая энергетики.

Забота об индивидах основывается на выполнении норм, требований и правил. Выполняя соответствующие нормы, требования, правила, мы заведомо обеспечиваем сохранение вида.

Таблица 1

Необходимые значения величин ослабления за счет барьеров при облучении по всем путям воздействия от радионуклидов в течение года в результате атмосферного загрязнения воздуха

РАДИО-НУКЛИД	ВЕЛИЧИНЫ ОСЛАБЛЕНИЯ БАРЬЕРОВ ω			
	РЕАКТОР	ТОПЛИВ-НЫЙ ЦИКЛ	ПРОМЕЖУТОЧ-НОЕ ХРАНИЛИЩЕ	ОКОНЧА-ТЕЛЬНОЕ ЗАХОРОНЕ-НИЕ
^{90}Sr	$2{,}19\cdot10^{-9}$	$5{,}07\cdot10^{-10}$	(*)$1{,}30\cdot10^{-10}$	(*)$3{,}15\cdot10^{-10}$
^{99}Tc	$2{,}99\cdot10^{-4}$	$4{,}61\cdot10^{-5}$	(*)$8{,}99\cdot10^{-6}$	$3{,}00\cdot10^{-6}$
^{131}I	(*)$1{,}99\cdot10^{-9}$	-	-	-
^{134}Cs	$7{,}60\cdot10^{-5}$	(*)$4{,}30\cdot10^{-5}$	-	-
^{137}Cs	$2{,}24\cdot10^{-9}$	$5{,}15\cdot10^{-10}$	(*)$1{,}27\cdot10^{-10}$	(*)$2{,}76\cdot10^{-10}$
(*) - значения, соответствующие равновесным количествам радионуклидов				

RU9604417

МЕТОДОЛОГИЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ БЕЗАВАРИЙНОГО ОПЫТА ЭКСПЛУАТАЦИИ ПРИ ОЦЕНКАХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ НАДЕЖНОСТИ ЯЭУ

Волков Юрий Васильевич
(ОИАТЭ)

Основой разработанной методологии учета без(мало-)аварийного опыта эксплуатации уникального и ответственного оборудования и/или проведения потенциально опасных операций на ЯЭУ при оценках показателей надежности и безопасности (НиБ) являются три модели.

Первая модель предназначена для оценок параметра потока событий (отказов), которые наблюдались редко, или не наблюдались вообще. Она основана на двух простых и ясных предположениях, обеспечивающих разумный консерватизм оценок:

I) поскольку события редкие (как результат целенаправленной деятельности по обеспечению НиБ), то их число имеет распределение, близкое к пуассоновскому;

2) с большой вероятностью должно было произойти хотя бы на одно событие больше, но нам "повезло".

Отсюда получены простые соотношения для вычисления требуемых показателей НиБ. В докладе подробно обсуждается смысл этих соотношений и входящих в них параметров, а также возможность оценок достаточности безаварийного опыта для уверенного суждения о показателях НиБ и другие вопросы.

Возможности модели продемонстрированы на оценках вероятностей реализации различных опасностей при перевозках КЯЭУ по железным дорогам по безаварийному опыту перевозок 33-х КЯЭУ, а также на оценках показателей надежности уникальных элементов оборудования установки АМ по многолетнему безотказному опыту эксплуатации.

Вторая модель предназначена для учета режимов эксплуатации, а также режимов и качества ремонтов и обслуживания (как одного из видов целенаправленной деятельности) при оценках показателей надежности оборудования ЯЭУ. Модель достаточно проста, однако учитывает основные особенности жизни элементов оборудования РУ. Проведены оценки масштабов относительного улучшения показателей надежности от уменьшения периодичности контроля и от улучшения качества обслуживания.

Третья модель позволяет учитывать возможное старение при оценках показателей надежности элементов оборудования ЯЭУ по резуль-

татам эксплуатации. Учет старения проведен с использованием специального распределения Эрланга со "стареющей" опасностью отказа. По этой модели можно проводить различные оптимизационные расчеты периодов между ППР и т.п.

Применение разработанной методологии демонстрируется на примере оценок регламентированной ГОСТами функциональной надежности СУЗ установки АМ в условиях отсутствия справочных данных по уникальному оборудованию - кабельному хозяйству, релейным схемам, тросовым системам, приводам и т.д. Эти результаты стали частью обоснований на продление эксплуатации АМ.

PHILOSOPHY OF NUCLEAR POWER SAFETY

Saxikin B.V. Information Technology & Educational Center (CEZAN)

ФИЛОСОФИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Сазыкин Б.В. Центр учебных и информационных технологий (ЦЕЗАН)

The report considers the problem of safaty as the problem of decisions making in indefinite situations. The purpose, the safety measure, the safety strategy, NS stats prediction, the synthesis of procedures of the security and another conceptional problems are discussed.

RU9604418

Критика некоторых концепций безопасности. Принципы и регламентирующие документы обеспечения безопасности ЯЭУ определяют функциональные ограничения на проектирование и эксплуатацию объектов атомной энергетики, но не формируют условия согласования, обеспечивающие **устойчивость механизмов** безопасности. В условиях неопределенности не может быть гипотетических аварий. Однако именно для таких условий нет надежных методов синтеза устойчивых механизмов обеспечения безопасности. Более того, нет устоявшихся критериев оценки безопасности. Критерии приемлемого риска и другие критерии, использующие средние вероятностные характеристики, - несостоятельны ввиду затруднительности, а иногда невозможности, их идентификации.

Безопасность - не характеристика, а объект управления. "Самобезопасных" ЯЭУ не бывает и быть не может. Безопасность ЯЭУ определяется изменяющимися факторами: технологическими, экономическими, социальными и личностными. Их динамика должна учитываться механизмами обеспечения безопасности.

Предлагаемая концепция. Обеспечение безопасности есть прогнозирование состояний ЯЭУ, реализация механизмов предотвращения аварий и ослабление их последствий, а главное - обеспечение высокого уровня культуры управления объектами ядерной энергетики. Основополагающей идеей развиваемой теории является построение механизмов обеспечения безопасности на основе функций выбора и их реализация в централизованной системе управления безопасностью. Функция выбора преобразует множество альтернатив в множество рациональных решений. "Рациональный компромисс" определяется уста-

новленными требованиями к безопасности и принципами оптимальности (отношениями). Принципы оптимальности предлагается строить на основе многомерной функции полезности, зависящей от одномерных функций предпочтения Лиц, Принимающих Решения (ЛПР) и настраиваемых параметров согласования. Такой подход, в конечном счете, позволяет упростить методы анализа безопасности любого объекта, синтезировать "универсальные" механизмы обеспечения безопасности и создать единую распределенную систему поддержки принятия решений по обеспечению безопасности ЯЭУ.

Проблема цели. Одна из основных проблем безопасности - проблема цели: кто и как ее определяет. Разрешение этой проблемы связано с дилеммой Свободы и Веры. Если ЛПР берет на себя ответственность в условиях неопределенности "назначать" вектор целевых функций и двигаться в пространстве критериев к назначенной им "идеальной безопасной точке" - это вопрос Свободы. Если же предположить, что существует некоторая Внешняя функция полезности, зависящая от целевых функций, а задача ЛПР максимально "точно" ее аппроксимировать (или угадать?),- то это вопрос Веры. Последний подход представляется более перспективным в условиях неопределенности с точки зрения устойчивости механизмов обеспечения безопасности.

Мера и условия обеспечения безопасности. В условиях неопределенности ни цель, ни решение нельзя представить точкой. Проекция глобальной функции полезности в пространстве критериев является α-уровневым множеством. Мера безопасности - есть мера близости α-уровневого множества целей и множества решений. Условия обеспечения безопасности: пересечение α-уровневого множества целей и множества решений - непусто; мера близости множеств больше или равна α.

Стратегия безопасности. Безопасность ЯЭУ может быть обеспечена лишь в централизованной (государственной) системе. Стратегия управлений, направленных на обеспечение безопасности, должна быть стационарной (в пределах текущего периода управления). Это следует из анализа модели принятия решений в централизованной системе при фиксированном лимите затрат, который определен бюджетом. Ввод в строй реакторов нового поколения, т.н. "самозащищенных ЯР", должен осуществляться параллельно с существующими ВВЭР и поддерживаться единой распределенной системой обеспечения безопасности (ЕС ОБ).

Прогнозирование состояний ЯЭУ. Предлагаемая концепция позволяет строить механизмы прогноза состояний ЯЭУ с учетом неформализованного опыта ЛПР на основе **логических моделей** (разумеется, не исключая, а совместно с традиционным численным моделированием). Механизм **а**-оптимального прогнозирования включает построение нечеткого отношения по цепи импликаций; определение характера процессов изменения отдельных подсистем ЯЭУ; построение композиционного правила прогноза; вычисление функций принадлежности процесса в исследуемой подсистеме и определение возможного состояния подсистемы на момент прогноза. Механизмы прогнозирования должны быть реализованы в прогностической экспертной системе, входящей в состав ЕС ОБ.

Главный фактор потенциальной опасности и главный гарант безопасности. Личностной фактор - главный. Поэтому важным звеном обеспечения безопасности ЯЭУ является подготовка специалистов. Существующая профессиональная подготовка не может быть признана удовлетворительной. Недостаточная материально-техническая база учебных центров не позволяет надеяться на широкое внедрение новых информационных технологий. Отток "умов" из сферы атомной энергетики ставит под сомнение разработку "безлюдных" технологий, создает среду возникновения новых катастроф.

Гарантом безопасности может служить лишь сильное централизованное государство, граждане которого имеют черты, обеспечивающие внутреннюю "самобезопасность", неподкупность, ответственность и гражданское мужество.

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА
О НЕКОТОРЫХ ПРИОРИТЕТАХ В РАБОТЕ

Н.И.Лалетин
РНЦ "Курчатовский институт"
Институт ядерных реакторов

RU9604419

NUCLEAR ENERGETIC. ABOUT SOME PRIORITIES FOR A WORK.

It is considered and argued the set of the thesisis: the onecriterion apporoach is neeed for the competitionable. The united criterion is a total cost of KWH. The"external" part of a cost is main conditional part now. The main component in last one is the estimation of the total risk with the obligatory estimation of its dispersion. The substantial improvment of accident calculations codes and the development of a tool for a estimation of calculated functionals dispersions are needed also.

При разработке концепции комплекса работ необходимо руководствоваться соображениями об актуальности таких работ. В докладе кратко приводятся соответствующие соображения.

Выстраивается цепочка:

1. При анализе конкурентноспособности ядерной энергетики убедительный ответ может быть получен лишь на основе однокритериального анализа. Единым критерием в настоящем случае является правильно определенная стоимость произведенной единицы энергии [1,2]. Это означает, что учитываться должны не только так называемые "внутренние" составляющие, но и "внешние" - социальные и экологические затраты.

2. Эти "внешние" составляющие, как показывает анализ, оказываются решающими, но одновременно и наиболее неопределенными.

3. В свою очередь, что касается ядерной энергетики, определяющим и в то же время наиболее неопределенным является вклад от оценки риска от "тяжелых аварий", то-есть аварий с малой вероятностью, но с катастрофическими последствиями.

4. В силу вышесказанного важно уметь оценивать не только риск, но и неопределенность расчетного значения риска.

5. Нейтронно-физические расчеты вносят весомый вклад в проблему расчета риска и оценки его неопределенности.

Несмотря на ясность однокритериального подхода, практически

он в настоящее время не реализуется прежде всего из-за трудности оценки риска. В попытках обойти эту трудность много надежд возлагается на новые конструктивные решения в реакторостроении. В частности много говорят о реакторах со свойствами "внутренне присущей безопасности". Неясно, правда, в каких единицах измерять эту нечетко определенную величину. Рассматриваются системы с подкритическими реакторами с внешними источниками (ускорители, лазеры и т.д.). На мой взгляд никакие новые конструктивные решения не могут избавить нас от необходимости учиться оценивать риск и его неопределенность. Трудно уповать в ядерной энергетике и на опыт других технологий, когда аппарат прогнозирования постепенно улучшался по мере накопления отрицательного опыта. В силу уже отмеченной специфики ядерной энергетики (определяющая роль в прогнозе событий с малой вероятностью, но с катастрофическими последствиями) приходится переносить основной упор на экстраполяционный расчетный прогноз.

Для определения цепочки приоритетов в работе помимо иерархии ценностей требуется анализ состояния дел. Если здесь выделять наименее развитые пункты, то на первом месте здесь стоит, конечно, аппарат (а точнее полное отсутствие его) оценки неопределенности риска тяжелых аварий (особенно в денежном представлении). В этом пункте не сформулированы, по моему мнению, даже самые общие принципы подхода к решению этой проблемы. Без решения же этой задачи имеющиеся попытки внедрения количественно-вероятностного подхода вызывают сплошь и рядом у исследователей вполне обоснованное скептическое отношение к его пользе. Но какие бы главные принципы решения вышеупомянутой задачи не были сформулированы, очевидно, потребуются расчетные инструменты для оценки неопределенностей исходных функционалов. Это утверждение относится ко всем разделам расчета, в том числе и к нейтронно-физическим расчетам ядерных реакторов. Поэтому создание расчетного инструментария для расчета неопределенностей (например, дисперсий) функционалов (коэффициента размножения, коэффициентов реактивности, характеристик нейтронных полей) является одной из важнейших задач. Собственно, все дорогостоящие стендовые эксперименты и измерения на действующим реакторах предназначены для решения этой задачи, но все они дают лишь ограниченное количество точек, а требуется достаточно полное описание поведения дисперсий расчетных функционалов. Особенно не хватает такой информации при описании аварийных ситуаций.

Математический аппарат для указанных целей фактически не ясен. Использование подхода коэффициентов влияния, применявшегося в некоторых частных задачах, в общей задаче представляется неприемлемый.

Конечно, вне зависимости от возможностей расчета дисперсий функционалов желательно, чтобы вклад в них при расчетах самих функционалов от несовершенства используемых математических моделей, от недостаточного знания микроконстант, от несовершенства алгоритмов и кодов, был бы поменьше.

Выделение слабого звена в совокупности реакторных кодов показало [3], что коды для расчета задач пространственной динамики, прежде всего для расчета быстрых изменений нейтронных распределений (аварийные процессы) фактически находятся в зачаточном состоянии.

Из вышесказанного следуют следующие приоритетные задачи:

I. Качественное улучшение инструмента оценки риска и создание инструмента оценки неопределенности риска.

2. Создание инструмента для оценки неопределенности расчетных функционалов, требующихся, в частности, и для оценки риска и его неопределенности.

3. Значительное улучшение расчетного аппарата для аварийных ситуаций.

Конечно, существует целый ряд задач, связанных с улучшением расчетов, в частности некоторые из них, относящиеся к нейтронно-физической части указаны в [3],но без выполнения работ, указанных в трех вышеперечисленных пунктах, утверждения о необходимости ядерной энергетики, наоборот, о неконкурентности ее по сравнению с традиционной остаются только качественными рассуждениями.

ССЫЛКИ

I. P.M.S.Jones Nuclear Europe Worldscane 7-8,p.76 1994

2. K.P.Williams TRANSCECTIONS November 13-17,p.334 1994
S.A.Fisher,K.A.Williams там же p.347

3. Н.И.Лалетин ВАНТ с.Физика ядерных реакторов,в.4,с.3,1994

МЕТОДЫ АНАЛИЗА И КОЛИЧЕСТВЕННОЙ ОЦЕНКИ ВЛИЯНИЯ РЕСУРСА ОБОРУДОВАНИЯ НА ПОКАЗАТЕЛИ БЕЗОПАСНОСТИ Я Э У

В.А.Острейковский

RU9604420

Институт атомной энергетики, г.Обнинск, Россия

Проблема оценки и прогнозирования ресурса оборудования ЯЭУ представляет собой чрезвычайно актуальную задачу по обеспечению высокой надежности, безопасности и экономической эффективности действующих, строящихся и проектируемых энергоблоков атомных станций (ЭБ АС).

В условиях реформирования экономики стран СНГ и экономического кризиса в этих странах АС и эксплуатирующие организации не располагают достаточными финансовыми возможностями для полной плановой замены исчерпавшего назначенные ресурс и срок службы оборудования. В то же время рядом исследований установлено, что удлинение назначенных сроков службы ЭБ АС при частичной замене и ремонте оборудования становится технически и экономически целесообразным способом повышения потенциала ядерной энергетики. Однако для обоснования возможности продления назначенного срока службы необходимо выполнить тщательный анализ факторов, влияющих на безопасность и долговечность ЯЭУ. При этом обязательным условием является поддержание безопасности ЯЭУ на заданном уровне.

Далее в докладе кратко излагаются восемь принципов, положенных в основу концепции оценки и прогнозирования ресурса отдельных видов оборудования и ЭБ АС в целом. Второй принцип этой концепции носит название "принцип обоснования значений ресурса объекта из условий риска". Рассматривается два предложения. Первое: известна функция изменения вероятности безотказной работы (ВБР) оборудования $P(t)$ во времени

$$P(t) = \exp\left[-\int_0^t \lambda(\tau)\,d\tau\right],$$

где $\lambda(\tau)$ - интенсивность отказов оборудования. Второе: из расчетов вероятностей возникновения аварийных ситуаций на ЭБ при вероятностном анализе безопасности (ВАБ) известно допустимое значение вероятности отказа конкретного вида оборудования

$$Q_{доп} = 1 - P_{доп}$$

$$P_{доп} = \exp\left[-\int_0^{T_р} \lambda(\tau)\,d\tau\right]. \qquad 2.$$

Таким образом, если найти значения ВБР по статистике отказов или другой модели надежности, то тогда определение требуемого значения ресурса оборудования $T_р$ аналитически несложно.

Для оценки ресурса оборудования могут быть использованы различные подходы, например, исходя из расчета и замеров напряженного состояния конструкции, или анализируя структуру материала. На наш взгляд, наибольшую информацию о работоспособности объекта дают результаты диагностики его определяющих параметров (ресурсных параметров) в процессе эксплуатации. Если ресурсный параметр объекта выбран правильно, то использование современных методов теории случайных полей, механики разрушения твердых тел и компьютерных технологий позволяет построить весьма адекватные модели деградации конструкционных материалов оборудования под воздействием эксплуатационных факторов. Это дает возможность произвести оценку и прогнозирование ресурса и принять решение о пригодности оборудования для дальнейшей эксплуатации.

Затем рассматриваются три класса математических методов и моделей и их применение для оценки ресурса с учетом значений риска на примере трубопроводов ЭБ с РБМК-1000 Смоленской АЭС.

Литература

Острейковский В.А. Старение и прогнозирование ресурса оборудования атомных станций. М.: Энергоатомиздат, 1994.- 288 с.

МОДЕЛИРОВАНИЕ СТАЦИОНАРНЫХ И НЕСТАЦИОНАРНЫХ ПРОЦЕССОВ В ЯЭУ

METHODS FOR MODELLING OF STATIONARY AND NON-STATIONARY PROCESSES IN NUCLEAR REACTORS

Пленарное заседание
5 сентября, 9.00 – 11.15

Plenary Session
September 5, 9.00 – 11.15

RU9604421

ASYNT - ADJOINT SYNTHESIS METHOD FOR NEUTRON IRRADIATION ASSESSMENT OF VVER/PWR PRESSURE VESSEL

Sergey I. Belousov, Krassimira D. Ilieva
Institute for Nuclear Research and Nuclear Energy, Bulgarian Academy of Sciences, Sofia

A new method, called by us adjoint synthesis method - ASYNT, which is appropriate for calculation of neutron flux onto the VVER/PWR pressure vessel is presented. This method synthesises a 3D solution of the adjoint equation from the 2D and 1D adjoint solutions of neutron transport. The adjoint solution determines the "importance" of neutrons, emerged from the source (reactor core) against the neutron flux and its response functions to be evaluated for the reactor pressure vessel surveillance.

THEORY

As it is known [1], the neutron flux at the point $\mathbf{r}_d$ with energy above E_o from the neutron source S(r,E) could be written as

$$\Phi^*(\mathbf{r}_d,E>E_o)= \int d\mathbf{r}\int dE\Phi^*(\mathbf{r},\mathbf{r}_d,E)S(\mathbf{r},E) \quad (1)$$

where: $\Phi^*(\mathbf{r},\mathbf{r}_d,E)$ - three-dimensional solution of the adjoint transport equation with point source

$q=\delta(\mathbf{r}-\mathbf{r}_d)\bullet\eta(E-E_o)$, $\mathbf{r}d=(R_d,\theta_d,z_d)$,

Formula (1) could be transformed to the following expression:

$$\Phi(\mathbf{r}_d,E>E_o)= \int d\mathbf{R}\int dE\Phi^*(\mathbf{R},\mathbf{R}_d,E)S(\mathbf{R},z_d,E)K(\mathbf{R},\mathbf{r}_d,E) \quad (2)$$

where:

$$K(\mathbf{R},\mathbf{r}_d,E) = \int dz w_z k_s \quad (3)$$

$$w_z=\Phi^*(\mathbf{r},\mathbf{r}_d,E)/ \Phi^*(\mathbf{R},\mathbf{R}_d,E), \quad (4)$$

$$k_s=S(\mathbf{r},E)/S(\mathbf{R},z_d,E), \quad (5)$$

R - spatial vector in the plane z=const, $\Phi^*(\mathbf{R},\mathbf{R}_d,E)$ - 2D solution of the adjoint transport equation in radial-azimuth geometry, and $w_z(z)$ - normalised weighting function.

Formula (2) describes the exact 3D solution for the neutron flux. For $K(\mathbf{R},\mathbf{r}_d,E)=1$ we obtain from (2) the 2D solution of the transport equation in radial-azimuth geometry in the plane $z=z_d$. Correspondingly, the function $K(\mathbf{R},\mathbf{r}_d,E)$ represents the contribution of the source axial dependence in the 3D solution. Function $w_z(z)$ acts as weighting function for the axial source distribution.

In the ASYNT method the contribution of the source axial dependence is calculated in cylindrical approximation by 2D and 1D solutions for an effective core radius $R^{cyl}_{rc}=R_{rc}(\theta_d)$, i.e.,

$$K(\mathbf{R},\mathbf{r}_d,E) \sim K^{cyl}(\mathbf{R},\mathbf{r}_d,E)= \int dz w^{cyl}_z k_s= \int dz(\Phi^*(R,z,R_d,z_d,E)/\Phi^*(R,R_d,E))k_s. \quad (6)$$

$R_{rc}(\theta)$ - radius of the core boundary. It is clear from physical point of view that this choice of the R^{cyl}_{rc} could be optimised in the further development of the method by taking into consideration the azimuth dependence of the core boundary radius.

Finally, for the calculation of three-dimensional adjoint solution $\Phi^*(\mathbf{r},\mathbf{r}_d,E)$ by formula (1) accounting for the source axial dependence by (6) we obtain in ASYNT approximation the following:

$$\Phi^*(\mathbf{r},\mathbf{r}_d,E)= \Phi^*(\mathbf{R},\mathbf{R}_d,E)^* \Phi^*(R,z,R_d,z_d,E)/ \Phi^*(R,R_d,E) \qquad (7)$$

For the vessel of a certain reactor type the solution is obtained calculating the adjoint transport equation in radial-azimuth, radial-axial and radial geometry only once for each surveillance site. All subsequent calculations of the neutron flux or its response functions are reduced only to integration over the source, without any additional solving of the transport equation for each specific case. This ensures the fast run ability of this method for neutron fluence calculation.

RELATIONSHIP BETWEEN ASYNT AND THE SYNTHESIS METHOD

The Sinthesis method [2] is widely used now for the calculation of neutron fluence onto the VVER/PWR pressure vessel. Its basic expression by the forward 2D and 1D transport solutions is:

$$\Phi(\mathbf{r}_d,E) = \Phi(\mathbf{R}_d,E)\bullet K^{cyl}_{synt} \qquad (8)$$

$$K^{cyl}_{synt} = \Phi(R_d,z_d,E)/\Phi(R_d,E) \qquad (9)$$

The comparison between ASYNT and the synthesis method, i.e. between formula (7) and (8) shows that the main approximation in the traditional synthesis method consists also in a cylindrical description of the axial dependence - K^{cyl}_{synt}, but it is applied in the forward transport equation solution. The ASYNT solution could be converted to the synthesis one (8) by some supplementary approximations. Substituting k_s from (5) in (6) we obtain for $K^{cyl}(\mathbf{R},\mathbf{r}_d,E)$ the following expression:

$$K^{cyl}(\mathbf{R},\mathbf{r}_d,E)= \int dz(\Phi^*(R,z,R_d,z_d,E)S(\mathbf{r},E)/ \Phi^*(R,R_d,E)S(\mathbf{R},z_d,E)) \qquad (10)$$

By averaging the numerator and the denominator in (10) over the core radius R and over the energy E at $\theta=\theta_d$ the formula (10) is reduced to the expression (9) for K^{cyl}_{synt}.

It should be mentioned that the function $K^{cyl}(\mathbf{R},\mathbf{r}_d,E)$ describes the influence of the axial dependence without binding to the direction $\theta=\theta_d$, while K^{cyl}_{synt} takes into account the distribution in the fixed azimuth, matching the detector. The function $K^{cyl}(\mathbf{R},\mathbf{r}_d,E)$ gives a principal contribution in the integral (2) for values of the arguments R and E, determined by the filtering properties of product $\Phi^*(\mathbf{R},\mathbf{R}_d,E)S(\mathbf{R},E)$. At the same time in the case of weak dependence along azimuth, which

is experienced in the reactor core, $K^{cyl}(R,r_d,E)$ will be practically independent on R and E and the results from both methods will turn to be close to each other.

CALCULATION ANALYSES

By the ASYNT method have been carried out calculations of the neutron flux with energy above 0.5 MeV for the VVER-440 pressure vessel at: 1. r_{dov} - the inner wall at 29.5 cm above the core bottom edge (at seam weld 4 level); 2. r_{abv} - outer wall at the same axial level; 3. r_{dovm} - inner wall at the core midplane.

The transport code DORT [3] has been used for the calculation of the adjoint solution.

The ratios of the neutron flux values obtained by ASYNT method (ASYNT), by the synthesis method (SYNT) and by the 3D code TORT (TORT) [4,5] are presented in the Table.

Table. Ratio of neutron fluxes at the VVER-440 pressure vessel

Position	ASYNT/TORT	SYNT/TORT	ASYNT/SYNT
1	1.02	0.974	1.05
2	1.01	0.964	1.05
3	1.01	0.990	1.02

The comparison and analysis of the neutron flux ratios, obtained by different methods show that at the places, close to the bottom edge of the core (Positions 1 and 2 in the Table) the ASYNT results coincide better with the direct 3D results than the SYNT results. At the level, corresponding to the core midplane (Positions 3 in the Table), as it could be expected, the results from the three of the methods coincide in the limits of solution errors.

The crucial advantage of ASYNT to the Synthesis method is that the solution for some type of reactors is obtained by calculating the adjoint neutron transport equation only once for each surveillance site, but not for each source distribution, as it is done in the case of the traditional Synthesis method. All the subsequent calculations of neutron flux or its response functions are reduced to only integration over the source.

This work was carried out under a Research Contract F111 and Contract TN324/93 with the Foundation "Scientific Investigations" of Bulgarian Ministry of High Education and Science.

REFERENCES

[1] Lewis E.E., Miller W.F., "Computational Methods of Neutron Transport," John Wiley & Sons, New York (1984)

[2] Brodkin E. and Khrustaliov A., Voprosy Atomnoi Nauki i Tekhniki, Vol. Fisika i Tekhnika Yadernikh Reaktorov, , M., 1986, p. 50-52.

[3] Rhoades W. A. and Childs R. L., Nucl. Sci. Eng, **99**, 1, pp 88-89 (May 1988).

[4] Rhoades W. A. and Childs R. L., Nucl. Sci. Eng, **107**, 4, pp 397-398 (April 1988).

[5] S. Belousov, et al., Nuclear Technology,.1995, in print

VERIFICATION OF THE VVER-440 PRESSURE VESSEL NEUTRON FLUENCE CALCULATION BY ACTIVITY MEASUREMENT

K. Ilieva, T. Apostolov, I. Penev, S. Belousov, E. Taskaev, S. Antonov, T. Petrova,
Institute for Nuclear Research and Nuclear Energy, Sofia,
P. Tzokov, Z. Bojadjiev, Kozloduy NPP, Kozloduy, Bulgaria

A nondestructive method for estimating the critical temperature of the metal embrittlement is based on the evaluation of the fast neutron fluence on reactor pressure vessel (RPV). The accuracy of the obtained neutron fluxes is of crucial importance for the reliability of fluence evaluation. To qualify the calculation methodology, measurements of neutron flux responses in the proximity of VVER-440 RPV are used.

RU9604422

I. EXPERIMENT

Determination of the activities of shavings from the RPV of Kozloduy NPP Unit 1 has been carried out. The shavings have been sampled out from the weld 4 inner wall at 0° relatively to 60° sector of symmetry, after the 14th operated cycle in 1989. The analysis of gamma spectra of ^{54}Mn in the shavings, resulting from the $^{54}Fe(n,p)^{54}Mn$ reaction, was carried out using a low background spectrometer with 1.9 keV energy resolution for ^{60}Co with HPGe detector. The shavings, each of about 1g were etched and properly dissolved. Aliquots of the solutions were measured in 450 ml MARINELLI beakers.

II. CALCULATION

The neutron source for each steady state is represented by the assemblywize power distribution, preliminary calculated by the 3D diffusion code PYTHIA [1] on the basis of real operation regimes and fuel reloading patterns. Each power variation larger than 3% has been considered in the calculations. Also it has been accounted for each movement of control assembly, bigger or equal to the vertical mesh step.

The source, used for direct computation of the neutron fluence with E>0.5 MeV, is presented by the sum of neutrons, emitted in each steady state *i* by the formula (1),

$$S_i(r,E) = \sum_i \chi(r,E,B_i)\frac{\nu}{E}(r,B_i)k_{vi}(r)P_i \qquad (1)$$

where: k_{vi} - peaking power coefficient; *Bi* - fuel burn up, MWd/tU; χ - neutron fission spectrum; ν/E - the ratio between the mean number of neutrons from a fission act and the mean released energy calculated by the NESSEL-IV-EÇ [2] spectral code for each steady state.

Neutron transport calculations in 30° mirror symmetry, including the reactor core, the pressure vessel and the shielding of VVER-440/230 have been carried out. The detailed description of the geometry model, the discretization parameters and the correctness of choice for the P3S8 approximation of the transport equation are discussed in [3].

The 3D solutions for the neutron flux and activities are derived by the synthesis method [3], based on the 2D and 1D DORT solution of the neutron transport equation. The FLUNG [4] library of multigroup neutron cross section and the IRDF-90 activation data have been used for calculation.

III. CALCULATIONAL TECHNIQUE FOR DETECTOR ACTIVITY

A previously developed technique [5] for calculation of detector activity in VVER RPV has been applied. The activity for certain detector *d* has been evaluated solving the neutron transport equation by appropriate "activity source", taking into account the local power distribution. The activity source in the multigroup approximation for the energy group g could be written as:

$$SA_g = \sum_i f_i^d \chi_g(B_i) \frac{\nu}{E}(r, B_i) k_{vi}(r) P_i \qquad (2)$$

where

$$f_i^d = \left[1 - \exp(-\lambda_d T_i)\right] \exp(-\lambda_d \tau_i) \qquad (3)$$

- τ_i is the time interval after the irradiation time T_i up to the moment of detector's measurement, λ_d is the decay constant.

The activity corresponding to the source (2) is

$$A = \sum_g \sigma_g^d \Phi_g^A \qquad (4)$$

where

$$\sigma_g^d = \int_{\Delta E_g} \sigma^d(E) \Phi(E) dE \Big/ \int_{\Delta E_g} \Phi(E) dE \qquad (5)$$

Φ is the scalar neutron flux described in "steady state" approximation for each time interval T_i; σ is the averaged activation cross section of the detector *d*.

The preparing of sources (1) and (2) is employed in the REAC440 code.

IV. RESULTS

The induced activity of $^{54}Fe(n,p)^{54}Mn$ reaction after the 14th operated cycle is calculated with λ = ln2/312.5 decay constant of ^{54}Mn.

The measured and calculated activity values represented in Table 1 differ within 20%.

Table 1. The measured and calculated activities of the shavings referred to 01.01.1993.

Place No	Dept mm	Activity, E+5 Bq/g Measured	Calculated
(2)-0^0	3.4-4.1	1.34 ± 0.04	1.140
(2)-0^0	4.1-4.8	1.32 ± 0.04	0.984
(3)-0^0	4.0-4.8	1.25 ± 0.04	0.984

The computed results are lower than the experimental data. This is in accordance with the another authors results [6-8].

V. CONCLUSIONS

The activities of shavings sampled out from the inner pressure vessel wall of Unit 1 of Kozloduy NPP after the 14th cycle are measured. Comparisons of calculated and measured activity values have indicated that the computed values for the fast neutron fluence could be underestimated by up to 20%.

The comparison with the measurements will ensure the reliability and accuracy of the vessel fluence determination for metal embrittlement evaluation. An additional further study by ex-vessel dosimetry on Unit 1-4 of Kozloduy NPP will enhance our knowledge on the calculation validity.

This work was carried out under Research Contract F111 and Contract TN324/93 with the Foundation "Scientific Investigations" of Bulgarian Ministry of High Education and Science and Kozloduy NPP contracts.

REFERENCE

[1] Tomas, S., Kernenergie, calculationDDR, Berlin, 29 (1986), 11, pp. 413-419.
[2] Prodanova R., Apostolov T., Nucl. Energy, 28,1991
[3] Ilieva K. D., et al., Reactor Dosimetry ASTM STP 1228, Harry Farrar IV, E. Parvin Lippincott, John G, Williams, and David W. Vehar, Eds., American Society for Testing and Materials, Philadelphia, 1994, 38-44.
[4] FLUNG, RSIC DATA LIBRARY COLLECTION, ORNL/TM-7828, DLC.
[5] Kr. D. Ilieva, et al., Nucl. Sci.Eng., 1995, in print
[6]. Borodkin G.I. et al., Reactor Dosimetry ASTM STP 1228, H.Farrar IV, E.P.Lippincott, J. G. Williams, Eds., ASTM, Philadelphia, 1994, 55-64.
[7]. Baers B. et al., 8th Inter.Conf. on Radiation Shelding, Arlington, Texas, April 24-28, 1994, Preprint.
[8]. Maerker R.E.,et al., Nucl. Sci. Engn. 93, 137-170 (1986)

RU9604423

Degree of Stability of Reactor Systems

Nikitin N.V., MEPhI

СТЕПЕНЬ УСТОЙЧИВОСТИ РЕАКТОРНЫХ СИСТЕМ

Никитин Н.В., МИФИ

Degree of stability research method for determinated reactor systems was developed to analyze systems with small fluctuations.There were proposed three distinguishing features that are common for the process of the break control. These features are: repeatness and predictness the process of the break control and also rather high speed.

Подход, развитый для анализа детерминированных систем, обобщен на случай систем, находящихся под действием малых случайных возмущений.

На основе уравнений для точечной модели динамики реактора, записаны уравнения для возмущенного движения. Введено понятие функционала действия $S[Y(t)]$ и квазипотенциала $V(X_{in},X_f)$.

Квазипотенциал определяется как минимальное значение функционала действия необходимого для перехода системы из начального состояния X_{in} в конечное состояние X_f, на множестве всех возможных траекторий $Y(t)$.

Степень устойчивости ЯЭУ равна минимальной величине квазипотенциала $V(x,F)$, где x-вектор состояния, соответствующий штатному режиму работы ЯЭУ, а F-граница области D, безаварийного функционирования ЯЭУ.

Показано, что при малых интенсивностях помех, выход на границу области нормального функционирования D происходит с вероятностью, близкой к единице, по траектории, близкой к $Y_m(t)$, которая соответствует минимальному значению функционала действия $S[Y(t)]$. Точка выхода на границу F при этом лежит в малой окрестности точки $X_m=Y_m(T_f)$.

На основе проведенного анализа выделено три признака, характерных для процессов срыва управления и развития аварийных ситуаций, связанных с выходом вектора состояния системы из области нормального

функционирования: повторяемость, скоротечность и предсказуемость.

• **Повторяемость**. Аварийные ситуации в аналогичных по своим техническим характеристикам системах повторяются с вероятностью, близкой к 1. Неединственность точки Xm может приводить к некоторому набору "типичных" аварийных ситуаций.

• **Скоротечность**. Характерное время развития аварийной ситуации, которое соответствует движению системы по критической траектории $Y_m(t)$ существенно меньше, чем математическое ожидание времени нахождения системы в области состояний нормального функционирования D. Принятие мер, связанных с увеличением степени устойчивости системы, приводит к уменьшению характерного времени развития аварийной ситуации.

• **Предсказуемость**. Для систем с неединственной точкой положения равновесия срыву управления, как правило, предшествует переход в предкритическое состояние. Этому состоянию состоянию соответствует новое положение равновесия, а также возникновение или смена колебательного режима. В остальных случаях о начале развития аварийной ситуации можно судить по траектории движения системы близкой к $Y_m(t)$.

RU9604424

APPLICATION OF THE SIMILARITY THEORY FOR OPTIMIZATION OF FAST REACTOR SAFETY CHARACTERISTICS.

Belov D. Ju., Alekseev P.N. Nuclear Safety Institute RRC 'Kurchatov Institute'.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ТЕОРИИ ПОДОБИЯ ДЛЯ ОПТИМИЗАЦИИ ХАРАКТЕРИСТИК БЕЗОПАСНОСТИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ.

Белов Д.Ю., Алексеев П.Н. Институт Проблем безопасности ядерной энергетики РНЦ 'Курчатовский Институт'.

A problem of obtaining a number of powers for FBR's with required safety properties was set. A solution algorithm, using the similarity and linear perturbation theories was realized.

В настоящее время большое внимание в силу известных причин уделяется обеспечению гарантированной безопасности реакторных установок, их устойчивости к тяжелым авариям с радиоактивными выбросами в окружающую среду. В предлагаемой работе ставилась задача получения мощностного ряда быстрых реакторов с требуемыми свойствами безопасности. Был реализован алгоритм решения, использующий теорию подобия (ТП) [1] и приближение линейной теории возмущений (ЛТВ).

Предположим, что имеется некий критический реактор, имеющий мощность W_1 и набор эффектов реактивности ($\vec{ER}$): $\vec{ER}_1 = \vec{C}$; где $\vec{C}$ - получен из требований безопасности. Для сохранения экономической эффективности считаем также, что средняя линейная нагрузка на твэл $\overline{q_l} = const$ для всего рассматриваемого мощностного ряда реакторов.

Необходимо получить новый критический реактор с заданной мощностью W_2, для которого выполняется условие $\vec{ER}_2 = \vec{C}$.

Последовательность получения $\vec{ER}_2 = \vec{C}$ для нового реактора такова (рис.1):

1. С помощью ЛТВ реактор с мощностью W_1 преобразуется так, чтобы для него выполнялись следующие условия : $\vec{ER}_1 = \vec{C}, W = W_1, k_{eff} = 1, \overline{q_l} = q_0$ [2].

2. На основе алгоритмов ТП, совершается переход к реактору с мощностью W_2 с определением его новых размеров и макросечений. В этом реакторе пока $ER_i \neq C_i$.

3. Зная новые групповые макросечения, можно найти новые ядерные концентрации элементов АЗ этого реактора, при которых в нем выполняются условия подобия , обеспечивается критичность в номинальном состоянии и $\vec{ER}_2 = \vec{C}$. Для этого необходимо сформировать, проанализировать и решить систему неоднородных линейных уравнений с известной правой частью вида: $\hat{A}\vec{X} = \vec{B}$, где $\hat{A}$ матрица коэффициентов , представляющих собой групповые порциальные микросечения взаимодействия нейтронов с ядрами отдельных элементов активной зоны, считающиеся неизменными; $\vec{X}$ - вектор искомых ядерных концентраций элементов активной зоны; $\vec{B}$ - известная правая часть, представляющая из себя вектор макросечений для нового реактора.

Для исследования, а также целенаправленного и эффективного изменения характеристик ядерной безопасности и других важных реакторных функционалов, необходимо знать характер влияния на них различных технологических параметров и ядерных данных. Количественной мерой такого влияния служат коэффициенты чувствительности (КЧ),

определяемые с помощью ЛТВ. Одно из уравнений системы $\hat{A}\vec{X} = \vec{B}$ сформировано на основе ЛТВ для обеспечения k_{eff}=1 в номинальном состоянии нового реактора. Последовательность реализации методики в сферической геометрии , приведена на рис.1.

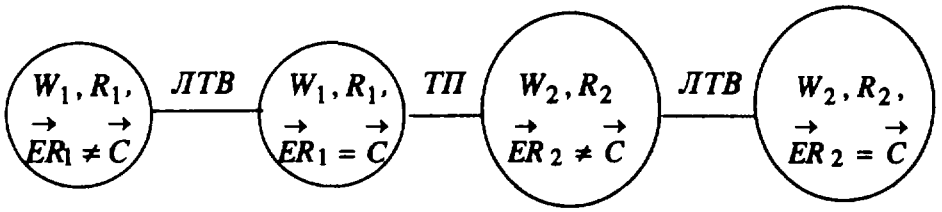


Рис. 1 *Схема, иллюстрирующая методику получения* $\vec{ER} = \vec{C}$ *для реакторов с мощностью* W_1 *и* W_2. *Реакторы критичны и имеют одинаковую среднюю линейную нагрузку на твэл .*

Из общих положений ТП следует, что условием физического подобия реакторов является их геометрическое подобие и равенство безразмерных макроскопических сечений $\Sigma_0 = \Sigma R$, где R- характерный размер реактора .

Так как связь между координатами соответственных точек $\vec{r}$ и $\vec{r}_0$ двух подобных форм с характерными размерами R и R_0 устанавливается в виде : $\vec{r} = \frac{R}{R_0}\vec{r}_0$, то существует класс эквивалентных реакторов подобных форм, между координатами соответственных точек которых имеет место эта связь. Ценности в сходственных точках подобных реакторов равны .

Используем описанную выше методику по аналогии с [3] для обеспечения нулевого значения натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР) для гомогенных, сферических, голых, критических реакторов с мощностью W_1 и W_2.

1. Допустим, что маленький критический реактор с мощностью W_1 имеет ненулевой НПЭР. Необходимо, изменяя размеры и обогащение этого реактора при помощи ЛТВ, добиться выполнения необходимого условия НПЭР=0. Построим две системы уравнений для двух состояний реактора - номинального и опустошенного, в которых $(k^n)_X$ - КЧ к изменению обогащения для номинального реактора; $(k^v)_X$ - КЧ к изменению обогащения для опустошенного реактора; $(k^n)_R$ - КЧ к изменению размера для номинального реактора; $(k^v)_R$ - КЧ к изменению размера для реактора без натрия. Решая совместно эти системы, получаем размер и обогащение маленького исходного реактора, при которых он обладает НПЭР=0 и k_{eff}=1 .

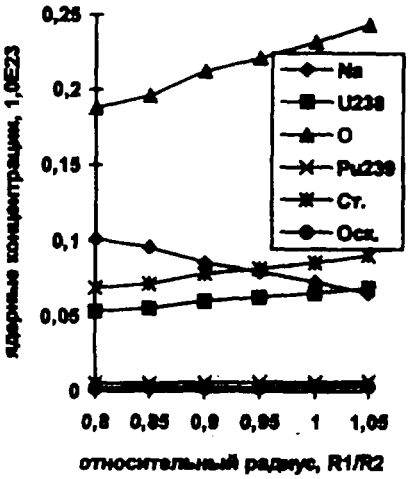
$$\begin{cases} \Delta\left(\frac{1}{k^n_{eff}}\right)_X = (k^n)_X \frac{\Delta X}{X} \\ \Delta\left(\frac{1}{k^n_{eff}}\right)_R = (k^n)_R \frac{\Delta R}{R} \end{cases}$$

$$\begin{cases} \Delta\left(\frac{1}{k^v_{eff}}\right)_X = (k^v)_X \frac{\Delta X}{X} \\ \Delta\left(\frac{1}{k^v_{eff}}\right)_R = (k^v)_R \frac{\Delta R}{R} \end{cases}$$

2. Перейдем с помощью ТП к новому критическому реактору с мощностью W_2 , определив при этом его размеры и макросечения.

3. Следующим шагом необходимо, выполняя условия подобия для нового опустошенного реактора и обеспечивая критичность нового реактора в номинальном состоянии, найти новые ядерные концентрации элементов, при которых выполняется условие НПЭР=0.

Рис.2 Одногрупповое приближение.



Наиболее очевидным решением поставленной задачи является изменение ядерных концентраций всех элементов пропорционально отношению размеров подобных реакторов R_1/R_2, т.е. с помощью ввода пористости в элементы АЗ. При увеличении размера реактора происходит уменьшение объемных долей всех элементов АЗ. Это решение следует из соотношения для макросечений в двух подобных реакторах: $\varepsilon_2 = \frac{R_1}{R_2}\varepsilon_1$, где ε - объемная доля элемента в АЗ реактора.

Для нахождения других возможных решений решалась описанная выше система $\hat{A}\vec{X} = \vec{B}$ в одногрупповом приближении. На рис.2 приведена зависимость изменения ядерных концентраций элементов АЗ от изменения размера нового реактора, подобного исходному, при которых НПЭР=0. Из рисунка видно, что с увеличением радиуса доля теплоносителя растет, а доли топлива и конструкционных материалов уменьшаются.

Заключение.

Описанная выше методика, использующая ТП и ЛТВ, облегчает получение мощностного ряда быстрых реакторов с требуемыми свойствами безопасности . Для иллюстрации методики приведены примеры быстрых реакторов с НПЭР=0. Расчеты проводились в малогрупповом диффузионном приближении для однозонных гомогенных сферических моделей реакторов без учета изменения самоэкранировки групповых микросечений .

Из результатов расчетов следует, что одним из решений, удовлетворяющих условию НПЭР=0, при увеличении размера АЗ для моделей реакторов, подобных исходному , является ввод пористости, другим - увеличение объемного содержания натрия.

В дальнейшем предполагается применить эту методику к оптимизации в реальной трехмерной геометрии полного набора важных нейтронно - физических характеристик быстрых реакторов, включая эффекты реактивности, в реальной трехмерной геометрии.

Литература.

1. Шихов С.Б. Учет влияния изменения размеров на критическую массу быстрого реактора с помощью теории возмущений.- Атомная энергия, 1959, т.6, в.2, с. 162-168;

2. Ядерные реакторы повышенной безопасности (анализ концептуальных разработок) Новиков В.М., Слесарев И.С., Алексеев П.Н., Игнатьев В.В., Субботин С.А.-М.: Энергоатомиздат, 1993, 384 с.

3. Ваньков А.А., Стогов В.Ю., Зяблецев Д.Н. Реактор БН с нулевым натриевым коэффициентом реактивности в экологически приемлемом топливном цикле. / Науч.-техн. проблемы безопас. АЭС и пробл. подгот. спец. для нужд ядер. энерг. : Сб. докладов 2-ой Междунар. конф., Обнинск, 8-11 окт., 1991, с. 147-153.

The multigroup transport calculation of the adjoint function by the surface pseudosources method

Sultanov N.V.

RRC "Kurchatov Institute"

Многогрупповой расчет сопряженной функции методом поверхностных псевдоисточников

Султанов Н.В.

РНЦ "Курчатовский

RU9604425

ABSTRACT

To solve the adjoint multigroup transport equation, the splitting operation method is used while for calculating the spatial-angular part of the problem the surface pseudosources method in G_N^P-approximation is being applied. Elaboreted algorithm is realized in the WIMS-SH-2.0 complex od codes. For the typical VVER and RBMK cells the difference in K_∞ obtained with the transport and adjoint calculations is shown to be little.

Пусть дана многозонная ячейка, каждая зона которой описывается постоянными по пространству дифференциальными сечениями рассеяния $\Sigma_{sg\leftarrow g}$, в транспортном приближении, сечениями рассеяния Σ_{sg}, поглощения Σ_{ag} и размножения $\nu\Sigma_{fg}$. Внутри ячейки решается многогрупповое сопряженное уравнение вида

$$\hat{L}^+\psi^+ = -\Omega\nabla\psi_g^+\left(\vec{r},\vec{\Omega}\right)+\Sigma_{tot,g}\left(\vec{r}\right)\psi_g^+\left(\vec{r},\vec{\Omega}\right) - \sum_{g'=1}^{G}\Sigma_{sg'\leftarrow g}\psi_{og'}^+\left(\vec{r}\right) -$$

$$- \frac{\nu\Sigma_{fg}}{K_\infty}\sum_{g'=1}^{G}\chi_{g'}\left(\vec{r}\right)\psi_{og'}^+\left(\vec{r}\right) = 0 \qquad (1)$$

где χ_g - спектр нейтронов деления, с граничными условиями

$$\int_{\vec{\Omega}\vec{n}}\psi_g^+\left(r_{гр},\vec{\Omega}\right)d\Omega = 0 \qquad (2)$$

Следует отметить, что уравнение для функции $\psi_g^+\left(\vec{r},\vec{\Omega}\right)$ (1) и граничное условие (2) должны удовлетворять скалярному произведению

$$\left(\psi^+,\ L\psi\right) = \left(\psi,\ L^+\psi^+\right) \qquad (3)$$

Для решения уравнения (1) с граничным условием (2) воспользуемся методом расщепления оператора [1,2], хорошо зарекомендовавшим себя при решении прямых задач. В результате получим систему уравнений

$$\begin{cases} -\Omega\nabla\psi_g^+\left(\vec{r},\vec{\Omega}\right) + \Sigma_{tot,g}\left(\vec{r}\right)\psi_g^+\left(\vec{r},\vec{\Omega}\right) = \Sigma_{s,g}\left(\vec{r}\right)\psi_{og}^+\left(\vec{r}\right) + S_g^+\left(\vec{r}\right) \\ S_g^+\left(\vec{r}\right) = \sum_{g=1}^{G}\Sigma_{sg'\to g}\psi_{og'}^+ - \Sigma_{s,g}\left(\vec{r}\right)\psi_{og}^+\left(\vec{r}\right) + \frac{\nu\Sigma_{fg}}{K_\infty}\sum_{g'=1}^{G}\chi_{g'}\left(\vec{r}\right)\psi_{og'}^+\left(\vec{r}\right) \end{cases} \quad (4)$$

Первое уравнение системы (4) ответственно за пространственно-угловую часть задачи, номер группы в него входит как параметр. Для решения каждого одногруппого уравнения используется метод поверхностных псевдоисточников [3,4]. В этом методе сопряженную функцию можно записать для постоянных по зонам источников в виде

$$\psi_i^+\left(\vec{r},\vec{\Omega}\right) = \frac{S_i^+}{\Sigma_{ai}} + \int_S\int_{\vec{\Omega}'} g_i^+\left(\vec{r},\vec{\Omega}'\right)\, G_i^+\left(\vec{r},\vec{\Omega}/\vec{r}_s\vec{\Omega}'\right)\, dS\, d\vec{\Omega}' \quad (5)$$

где S_i^+ - постоянный по зоне i источник; $G_i^+\left(\vec{r},\vec{\Omega}/\vec{r}_s\vec{\Omega}'\right)$-функция Грина первого уравнения системы (4) для однородной бесконечной среды с теми же сечениями, что и в i-й зоне (см. [3,4,5,6]); $g_i^+\left(\vec{r},\vec{\Omega}\right)$- интенсивность поверхностных псевдоисточников, расположенных на границе зоны i.

В результате решения первого уравнения системы (4) будем иметь зависимость

$$\vec{\psi} = \hat{D}\,\vec{S}^+ \quad (6)$$

где $\vec{\psi}$ - вектор средных значений нулевого углового момента сопряженной функции в зонах ячейки.

При решении одногрупповых уравнений методом поверхностных псевдоисточников на внешней границе можно использовать следующие граничные условия: "сток на бесконечности"[3], "изотропный сток" и "комбинированный сток" [7].

Второе уравнение системы (4) ответственно за пространственно-групповую часть задачи. Оно решается методом итерации по источнику. При решении этого уравнения используются два приближения. Во-первых, приближение плоских производных энергетического тока сопряженной функции (первые два слагаемых в правой части 2-ого уравнения образуют энергетический ток). Во-вторых, приближение плоских источников нейтронов деления по зонам. О преимуществах и недостатках данного подхода решения по сравнению с широко используемыми методами решения многогруппового кинетического уравнения: методом дискретных ординат, методом вероятности первых столкновений и т.д. можно найти в работе [8].

Данный алгоритм был введен в комплекс WIMS-SH.2.0. [7] и по

нему были рассчитаны типичные ячейки реакторов ВВЭР и РБМК (см.табл.). Результаты прямого и сопряженного расчетов хорошо согласуются между собой.

K_∞ ячеек, рассчитанных по опциям WIMS-SH.2.0 Таблица I

РАЦИЯ				КЛАРА	
Ячейка ВВЭР (4,4%)		Ячейка РБМК (2,4%)		Ячейка РБМК (2,0%)	
А*	Б**	А	Б	А	Б
I,4377	I,4377	I,3348	I,3342	I,2753	I,2758

*Прямой расчет; **Сопряженный расчет.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

I. Лалетин Н.И. Применение метода расщепления оператора для разделения энергетической и пространственной задач при расчете распределения нейтронов в ячейке реактора. Сб. ВАНТ, сер.: ФТЯР, вып.5(8), НИКИЭТ, М., I98I, с.63-68.

2. Султанов Н.В. Многогрупповой расчет цилиндрических ячеек с сильнопоглощающими кольцевыми зонами методом поверхностных псевдоисточников. Атомная энергия, т.58,№ 6, I985, с.4I0-4I3.

3. Лалетин Н.И. Метод поверхностных псевдоисточников для решения уравнения переноса нейтронов (G_N-приближения). В кн.: Методы расчета полей тепловых нейтронов в решетках реакторов. Под ред. Шевелева Я.В. Атомиздат, М., I974, с.I87-2I5.

4. Лалетин Н.И., Султанов Н.В. Развитие метода поверхностных псевдоисточников для расчета нейтронных полей в ячейках с пучком стержневых твэлов. Атомная энергия, т.46, № 3, с.I48-I54, I979.

5. Лалетин Н.И., Султанов Н.В. Элементарные решения уравнения переноса нейтронов для цилиндрической геометрии с азимутальной асимметрией. В сб.: Численные методы решения уравнения переноса. Межд.симп. М., 26-28 мая I992 г7, с.I40-I43.

6. Султанов Н.В. Развитие метода поверхностных псевдоисточников для расчета нейтронных полей в ячейках РБМК. Препринт ИАЭ-3005, I978.

7. Султанов Н.В., Лалетин Н.И. Новые возможности комплекса WIMS-SH.2.0. Данный сборник.

8. Лалетин Н.И. Сравнение метода поверхностных псевдоисточников (G_N-приближения) с другими методами численного решения уравнения переноса нейтронов. Математическое моделирование, т.5, № 9, I993, с.III-I24.

COMPLEMENTARY CAPABILITY OF WIMS-SH-2.0 COMPLEX OF CODES.

N.V. Sultanov N.I. Laletin
RRC "Kurchatov Institute"

Новые возможности комплекса программ WIMS-SH-2.0

Н.В. Султанов, Н.И. Лалетин
РНЦ "Курчатовский Институт"

RU9604426

АННОТАЦИЯ.

Проведена модификация комплекса программ WIMS-SH-2.0 в следующих направлениях. Во-первых, по опциям РАЦИЯ и КЛАРА можно проводить многогрупповые расчеты сопряженных функций в цилиндрических и кластерных ячейках методом поверхностных псевдоисточников. Во-вторых, введены новые граничные условия при расчете цилиндрических ячеек методом поверхностных псевдоисточников: "изотропный сток" и "комбинированный сток". В-третьих, при подготовке малогрупповых эффективных сечений метода поверхностных гармоник поправку "на крупный шаг" сетки можно рассчитывать в диффузионном приближении.

For advanced methods of the reactor calculation it is necessary to perfect asthe multigroup cell calculations as the methods of the necessary few group cell calculations. The complementary capability of WIMS-SU[1] complex, called us WIMS-SH-2.0 complex, at present are discribed here:

a. The adjoint multigroup function are calculated into the cylindrical and cluster cells by the surface pseudosources method (SPSM).

b. The new boundary conditions: "isotropic sink" and "combined sink" are introduced, to calculate a cylindrical cells by SPSM.

c. The main mesh-size correction appearing in the surface harmonic method (SHM) is calculated in two group diffusion approximation.

a. Options RATIA and KLARA may solve also the adjoint multigroup transport equation (see[2]).

b. To form the necessary boundary condition in SPSM, on the outer cell boundary the additional neutron "sink" is placed on the cell boundary or out of the cell. The sink capacity is determinated from the condition of the equality of the neutron current on the outer cell boundary to the certain value. In the boundary condition called "sink in infinity"[3] sink is placed far from the outer cell boundary into the material of the cell outer zone. In the boundary condition called "isotopic sink" sink is placed on the outer cell boundary. This boundary condition is close to isotropic reflection[4]. In the boundary condition called "combined sink"[4] the zero azimutal garmonic ofthe first ring of the surrounding fuel rods is taken into consideration exactly and the rest fuel rods is taken into consideration by "sink in infinity". This boundary condition is close to the mirror reflection in the real lattice[4].

c. In the surface harmonics method (see, for example[1]) the effective cross-sections may be written as:

$$\hat{\Sigma}_{ef} = \frac{S}{V}\left\{\hat{\varphi}\hat{\psi}\right\}^{-1} = \hat{\Sigma}_{af}\left[\hat{E} - \frac{a^2}{8}\hat{D}^{-1}\hat{\Sigma}_{af}\right]^{-1}$$

where S is the cell surface; V is the cell volume; $\hat{\varphi}$ is the matrix of the symmetric trial function; $\hat{\psi}$ is the matrix of the antisymmetric trial function; Σ_{af} is the matrix of absorption and fission (see, for example[6,7]) being equal $\hat{\Sigma}_{af}=\frac{S}{V}\hat{\varphi}^{-1}$; $\hat{D}=\frac{2V}{S}\hat{\psi}^{-1}$ is the matrix of the diffusion coefficients; a is the lattice pitch; the matrix $\hat{c}=\left[\hat{E} - \frac{a^2}{8}\hat{D}\hat{\Sigma}_{af}\right]^{-1}$ is called the main mesh-size correction. If the matrices $\hat{D}$ and $\hat{\Sigma}_{af}$ are calculated in different approximations for acceleration of calculations the elements of the matrix $\hat{\Sigma}_{ef}$ may have unphysical values. To remove this non-coordination, in the option RATIA the matrices $\hat{D}$ and $\hat{\Sigma}_{af}$ may be calculated in two-group diffusion approximation for the homogeneous one-zone cell with cross-sections obtained in the problem of K_∞ determination. This enable sufficiently fast, to obtain the main mesh-size correction although sometimes coarse. To control the accuracy of the calculation an algorithm in which the matrices $\hat{D}$ and $\hat{\Sigma}_{af}$ are calculated equally in detail in the multigroup approximation taking into consideration the real heterogeneous is applied.

P.S. In our paper the two original methods (the surface pseudosources method and the surface harmonic method) are mentioned. The former is used to solve the multigroup transport equation in the transport options of the WIMS-SH complex (RATIA, KLARA, RADIK). The second method is mentioned so far as for solving the finite difference equations of this method the cell nontraditional characteristics are required. To calculate those characteristics, a modification of a calculating algorithms of the spatial-energy neutron distributions in a cells has been required. The corresponding changed codes have been introduced in the WIMS-SH complex. Those above-mentioned methods are not a new ones. The review of the first works about the surface pseudosources method was contained in the parper[3]. The review of the first works about the surface harmonic method was contained in the report[8]. The modern state of the methods has been reported most full in the works[9,10].

In the options using SPSM (RATIA, KLARA, RADIK) there are the following restrictions on the number of G_N^P-approximation (N- maximum number of the spherical harmonic $Y_n^m(\Omega)$; P- maximum number of the azimutal spatial harmonics 1, cos pα, sin pα) N=1,3; P=0,1. In practical calculations $\tilde{G}_1$- and $\tilde{G}_1^1$- approximations are enough and G_3- and G_3^1- approximations are wittingly enough. There are the the following restriction on the energy group number (≤ 30), on the cell zone number (≤ 20). The cylindrical cells (the options RATIA and RADIK) and cluster ones of the RBMK, CANDU type (the option KLARA) are calculated by SPSM.

POOR QUALITY ORIGINAL

The complex has been tested on the Unified Series computers, on the CYBER-963, on the IBM PC 386, 486. All versions work with double precision. Running time is proportional to the number of energy groups, to the number of the cell spatial zones, to the number of G_N^P-approximation. The calculation of a one group and of a one cylindrical zone takes 0,1s and 0,3s in $\tilde{G}_1$- and G_3-approximations accordingly on IBM PC/386. The calculation of a one group and of a one cluster zone takes 0,5s and 1,5s in $\tilde{G}_1^1$- and G_3^1- approximations accordingly on IBM PC/386.

References:

1. N.I.Laletin, N.V.Sultanov,V.F.Boyarinov, et al. "WIMS-SU" complex of codes and SPEKTR code.-Proc. PHYSOR-90, ANS/ENS, v.4 pp.V-148-V-157, (1990).

2. Sultanov N.V. The Multigro- transport calculation of the adjoint function by the surface pseudosources method. In present proceedings.

3. Laletin N.I. The Surface Pseudosources Method for Solution of the Equation of Neutron Transport (G_N-approximation). In book The Methods for Calculation of Thermal Neutron Fields in the Reactor Lattices. Ed. Ya.V. Shevelev, M. Atomizdat pp.187-215, (1974).

4. Sultanov N.V., Zhokina I.A. Refinemet of the Boundary Conditions fof Calculation of "Tight" Lattices by the Surface Pseudosources Method.- Atomnaya Energiya, v.53, N3, pp.155-161 (1982) .

5. N.I.Laletin, N.V.Sultanov, V.F.Boyarinov. The surface harmonics method and the surface pseudosources method. Proc, PHYSOR-90, ANS/ENS, v.2, pp. XII-39-XII-48, (1990).

6. Laletin N.I. Twocomponent Form of the Absorption-Fission Sections Matrix for the Surface Harmonic Method - Atomnaya Energiya, v.76, N1, pp.11-18 (1994).

7. Sultanov N.V. The Absorption-Fission Matrix and the Reaction Matrix for the Surface Harmonic Method.- Ibidem, pp.19-28.

8. Laletin N.I. Equation of Heterogeneous reactor (basic principles of construction). (in Russian) Proc.: Homogenization methods in reactor physics, Lugano, Switzerland, 13-18 november (1978).

9. Laletin N.I. Comparision of the Surface Pseudosources Method (G_N- approximation) wuth Other Numerical Methods for the Neutron Transport Equation.- Mathematical Modeling and Computation Experiment, v.2, N4, (1994).

10. Theoretical Investigations of the Physical Propertics of WWER-Type Uranium-Water Lattices.- Final Report of TIC, vol.2, chapter 7: Laletin N.I. Advanced Approaches for Neutron-Physical Calculations of Nonuniform Reactor Lattices Akademiai Kiado, Budapest, (1991).

МОДЕЛИРОВАНИЕ СТАЦИОНАРНЫХ И НЕСТАЦИОНАРНЫХ ПРОЦЕССОВ В ЯЭУ

METHODS FOR MODELLING OF STATIONARY AND NON-STATIONARY PROCESSES IN NUCLEAR REACTORS

Секционное заседание 1
5 сентября, 11.45 – 13.30

Session 1
September 5, 11.45 – 13.30

RU9604427

A Quazystatic Approach to a Three-Dimensional Nonstationary Reactor Equipment Solution

V.P.Ginkin, N.M.Troyanova, K.A.Vankov

Institute of Physics and Power Engineering (Obninsk, Russia)

First for a multizone three-dimensional reactor consisting of homogenized hexagonal prizms a stationary reactor is performed, namely, an equation for a reactor assumed to be critical is solved defining the neutron multiplication factor and the neutron group fluxes spatial distribution in diffuzion approximation. Then fission neutrons groups importance functions are calculated through solving the corresponding adjoint problem. The multiplication factor calculation is performed by the source iterations method with the acceleration of the iterations process convergence according to Chebyshev's three layer scheme. Group fluxes and importance functions distributions for each outer iteration are found by the incomplete factorization method /1,2,3/.

The obtained distributions of the stationary reactor groupfluxes are used as an initial approximation for the succeding nonstationary calculation.The application of the quasistatic approximation in formulating the problem makes it possible to stress the spartial shape function weakly dependent on time and the scalar factor not depending on the spatial coordinates. For the scalar factor calculation the system of equations of point kinetics is solved by Geer's method choosing the appropriate time step while solving. This system parameters are determined on the basis of the nuclear data integral-spatial reductions at every time step by using group importance functions. The weakly dependent on time shape function is recalculated much more rarely then scalar factor, what allows to considerable save the total time of the nonstationary calculation.

Nuclear data for particular reactor zones are taken from the file with a previosly formed base group macroscopic cross sections library to which a file of factorial parametrization constants coefficients is attached for taking into account feedbacks. Currently the base cross sections prepa.ation is implemented by WIMS-D4 /4/ and APAMAKO /5/ programs.The material spatial placement in the reactor zone being calculatied is defined by the aid of two tables, i.e. by the casset mapping in a plane and by the axial composition of every casset. In the calculations one point per casset in plane is used; the axial division is done arbitrary and is determined by the source data. Outer perturbations are simulated by the cross sections transformations, which are connected with the control rods movement. The initial speed of the control rods movement is given in the sourse file, and it can be changed during the calculation for the assinged time points. As the outer control parameters the coolant flow rates and its inlet core temperatures for every casset are also used. The data input is accomplished in a free form format from the text file.

The thermohydrodinamics problem in a simple one-dimensional formulation is solved combined with neutronics. The following restrictions are taken for thermohydraulics model:

- temperature perturbation are promptly transmitted;
- the heatexchange with the surrounding cells is not taken into consideration;
- the heat conductivity of the coolant and the fuel rod along the cell and the heat conductivity in the gap between the cladding and the fuel is not taken into consideration.

A nonlinear temperature feedbacks algorithm is the following:

- in every type of the cell macroscopic cross-sections are calculated in accordance with the initial temperature distribution and quazy-critical problem is solved;
- the obtained space-energy neutron distribution are normalized for the assiged reactor power;
- the volume heat generation in each spatial reactor cell and the fuel cladding and coolant temperatures are calculated;
- macroscopic cross-sections with the new temperature values are recalculated and quazi-critical problem is solved again.

This process go on up to the convergence with the assigned accuracy.

After that it is possible to consider that the initial fluxes and temperature distributions in the reactor are defined and the corresponding adjoint problem is solved.

Then an external perturbation is introduced into the reactor, for example, a slight control rod movement and the amplitude factor is calculated. Then the heat generation, the fuel, cladding and coolant temperatures are recalculated. This cycle is repeated until the form-function is recalculated. Here temperature nonlinearity iteration are again included.

The pictures show the influence of the feedbacks on the reactivity and the scalar (amplitude) factor in nonstationary calculations of the insertion processes of the two control rod groups inserded with different speeds /6/.

References:

1.В.П.Гинкин, Н.М.Троянова " Алгоритм решения трехмерного нестационарного уравнения реактора методом неполной факторизации" - сб. научн.трудов кафедры РКР ИАТЭ, вып.1, "Методы и средства моделирования физических процессов в ядерно-энергетических установках " под ред. проф.,д.ф.-м.-наук Ю.А.Казанского , Обнинск, 1990, стр.63-72.

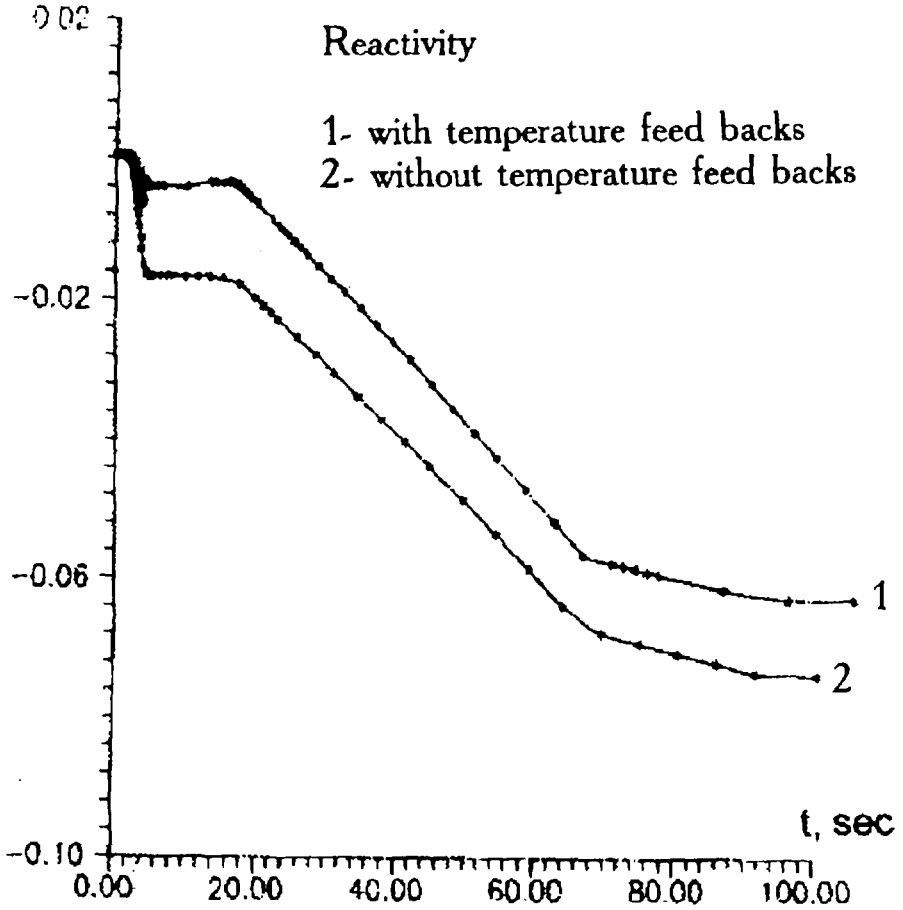
2. В.П.Гинкин, Н.М.Троянова " Использование метода неполной факторизации в трехмерной задаче нейтронно-физического расчета реакторов типа ВВЭР" , - Препринт ФЭИ-2104, Обнинск, 1990, 15 стр.

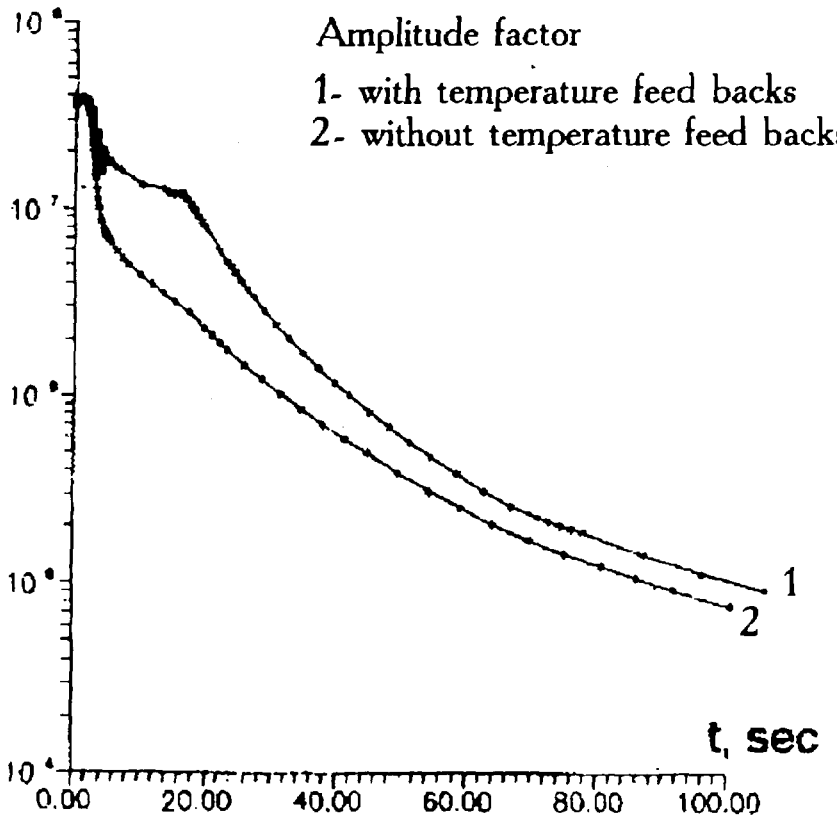
3. В.П.Гинкин, Н.М.Троянова " Метод неполной факторизации для решения трехмерных девятиточечных разностных уравнений эллиптического типа " - Препринт ФЭИ-2181, Обнинск, 1991, 17 стр.

4. Halsall H.J. A Summary of WIMS-D4 Input Options: Energy Systems Analysis Division, AEE, Dorchester, Dorset, Jul.1980 - 94 p.

5. М.Ю.Выркий, А.А.Дубинин, А.А.Клинцов и др. " АРАМАКО-2F - версия системы константного обеспечения расчетов переноса высоко-энергетических нейтронов", - Препринт ФЭИ-904, 1979.

6. В.П.Гинкин, К.А.Ваньков, Н.М.Троянова " ВОЛНА - программа трехмерного нестационарного расчета реактора в квазистатическом групповом приближении" - Препринт ФЭИ-2360, Обнинск, 1994, 23 стр.


Reactivity
1- with temperature feed backs
2- without temperature feed backs
-0.02
-0.06
-0.10
1
2
t, sec
0.00
20.00
40.00
60.00
80.00
100.00


Amplitude factor
1- with temperature feed backs
2- without temperature feed backs
1
2
t, sec
0.00
20.00
40.00
60.00
80.00
100.00

RU9604428

THE "PROMPT BOUND" APPROXIMATION IN THE CALCULATION OF NON-STATIONARY NEUTRON DISTRIBUTION

Rumjantsev G.Ia.
State Scientific Center "Institute of Physics and Power Engineering".
Obninsk, Russia.

ПРИБЛИЖЕНИЕ "МГНОВЕННОГО СКАЧКА" В РАСЧЕТЕ НЕСТАЦИОНАРНОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ НЕЙТРОНОВ

Г.Я. Румянцев. ГНЦ ФЭИ, Обнинск, Россия.

Abstract

The method of the calculation of non-stationary neutron distribution in the prompt bound approximation is considered on example of one-speed reactor's equations model.

В расчете ядерных реакторов слишком общая и строгая постановка весьма трудоемких нестационарных нейтронно-физических задач во многих случаях нецелесообразна. Для быстрых динамических процессов на мгновенных нейтронах и для нестационарных переходных режимов с умеренной скоростью изменения параметров нейтронного поля следует, по-видимому, использовать разные расчетные модели переноса нейтронов. В данной работе описывается приближенный расчет распределения нейтронов в реакторе, который на одних мгновенных нейтронах был бы подкритическим. Динамические процессы в таком реакторе существенно сдерживаются инерционностью распада осколков деления - эмиттеров запаздывающих нейтронов. Для простоты рассматривается односкоростная задача, однако приводимые ниже рассуждения и математические действия могут быть распространены на многогрупповую модель реактора.

Систему уравнений нестационарного реактора запишем в форме:

$$\frac{1}{v}\frac{d}{dt}\Phi + \hat{L}\Phi = (1-\rho)\hat{F}\Phi + \sum_i \lambda_i C_i \; ; \qquad (1)$$

$$\frac{d}{dt}C_i + \lambda_i C_i = \rho_i \hat{F}\Phi \; ; \quad i = 1,2,\ldots,I. \qquad (2)$$

Здесь $\hat{L}$ - оператор переноса частиц без учета их воспроизводства и $\hat{F}$ - оператор, описывающий рождение вторичных (в том числе запаздывающих) нейтронов в реакции деления. Остальные обозначения

традиционны. Предположим, что до момента t_0 реактор был критическим, с распределением нейтронов Φ_0, а при $t > t_0$ критичность нарушается вследствие непрерывного возмущения характеристик реактора (например, введения поглощающих стержней). Тогда при не слишком быстром изменении во времени операторов $\hat{L}$ и $\hat{F}$ решение уравнения (1) практически не будет отличаться от функции, удовлетворяющей в каждый момент времени t уравнению

$$\hat{L}\Phi = (1 - \beta)\hat{F}\Phi + \sum_i \lambda_i C_i \ . \qquad (3)$$

Дело в том, что функция влияния G(t',t) для неоднородного уравнения (1) весьма быстро затухает при увеличении t-t'. В реакторе на быстрых нейтронах она практически обращается в нуль за время, менее чем 0,1 с. Если в течение этого времени независимая правая часть уравнения (1) и его операторы меняются незначительно, то ответ функции Φ на возмущения можно считать мгновенным. Баланс нейтронов при таком предположении, которое называют "приближением мгновенного скачка" [1], описывается уравнением (3), где t играет роль параметра.

Постоянная распада эмиттеров запаздывающих нейтронов составляет в среднем величину порядка 0,1 $с^{-1}$. А это значит, что за время $\Delta t \approx 0{,}1$ с плотность эмиттеров уменьшается (без учета их воспроизводства в актах деления) в exp(0,01) раз, т.е. всего лишь на 1%. Поэтому для расчетного исследования динамических режимов на запаздывающих нейтронах приближения мгновенного скачка достаточно.

Введем обозначение $\lambda_i C_i(t) = \beta_i S_i(t)$. При этом для функций $S_i(t)$ будем иметь уравнения

$$\frac{d}{dt} S_i + \lambda_i S_i = \lambda_i \hat{F}\Phi \ ; \quad i = 1,2,\ldots,I. \qquad (4)$$

Построив на оси t сетку с постоянным шагом Δt и с узлами t_n, применим к уравнению (4) неявную разностную схему:

$$\frac{1}{\Delta t}(S_{in} - S_{i,n-1}) + \lambda_i S_{in} = \lambda_i \hat{F}_n \Phi_n . \qquad (5)$$

Отсюда получаем рекуррентную формулу

$$S_{in} = (1 - \omega_i)\hat{F}_n \Phi_n + \omega_i S_{i,n-1} \ , \qquad (6)$$

где $S_{in} = S_i(t_n)$; $\omega_i = (1 + \lambda_i \Delta t)^{-1}$. Подставляя выражение (6) в правую часть уравнения (3) и учитывая возможную зависимость оператора $\hat{L}$ от t,

сводим это уравнение к виду:

$$\hat{L}_n \Phi_n = (1 - \sum_i \omega_i \beta_i)\hat{F}_n \Phi_n + \sum_i \omega_i \beta_i S_{i,n-1} \quad . \qquad (7)$$

При заданных Φ_0 и $S_{i0} = \hat{F}_0 \Phi_0$ уравнение (7) в совокупности с формулой (6) позволяет последовательно вычислять функции $\Phi_n \equiv \Phi(t_n)$, $n \geq 1$, описывающие поле нейтронов в различные моменты времени.

Нетрудно видеть, что в случае отсутствия возмущения в реакторе расчет по указанному алгоритму даст $\Phi_1 = \Phi_0$, $\Phi_2 = \Phi_1 = \Phi_0$ и т.д. Если же реактор возмущен, но в момент $t_N > t_0$ изменение его физических характеристик прекратилось, то в асимптотике, при $n >> N$, будут реализоваться равенства $S_{in} = pS_{i,n-1}$ и $\Phi_n = p\Phi_{n-1}$, где p – некоторый постоянный множитель. В этом случае формула (6) будет эквивалентна равенству

$$S_{i,n-1} = (p - \omega_i)^{-1}(1 - \omega_i)\hat{F}_N \Phi_n . \qquad (8)$$

Если положить $p = (1 + \alpha \Delta t)^{-1}$, т.е. через p определить параметр

$$\alpha = (1 - p)/\Delta t p \quad , \qquad (9)$$

то можно убедиться в том, что функции Φ_n при $n >> N$ будут решениями однородного стационарного "квазикритического" уравнения

$$\hat{L}_N \Phi_n = \frac{1}{K_{эфф}} \hat{F}_N \Phi_n \quad ,$$

где

$$1/K_{эфф} = 1 - \beta + \sum_i \frac{\lambda_i \beta_i}{\lambda_i - \alpha} \quad . \qquad (10)$$

Получаем таким образом известную формулу "обратных часов" (без учета времени жизни свободных нейтронов), доставляющую значение $K_{эфф}$ возмущенного реактора, и одновременно величину α – постоянную экспоненциального спада (при $\alpha < 0$ возрастания) плотности потока нейтронов в установившемся динамическом режиме.

1. Белл Д., Глесстон С. Теория ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1974.

RU9604429

A Forward-Adjoint Midway Coupling Method in MCNP

I.V.Serov, J.E.Hoogenboom
Interfaculty Reactor Institute, Delft University of Technology,
Mekelweg 15, 2629 JB Delft, The Netherlands

Forward versus Adjoint Monte Carlo

One of the inherent problems associated with Monte Carlo calculations is the amount of computer time required to generate statistically converged results of sufficient precision. This difficulty is especially pronounced in problems containing optically thick materials and in problems that are geometrically large. Among possible ways in which a user of a Monte Carlo code can improve the precision is the choice of a forward versus an adjoint calculation. This choice depends upon the relative size of the source and detector regions. It is much easier to transport particles from a small region to a large region than it is to transport particles from a large region to a small region. A forward calculation transports particles from the source region to the detector regions and is therefore preferable when the detector regions are relatively large and the source region is relatively small. The detector response is calculated in the forward mode as an integral of the flux density weighted with the detector response function over energy, direction and space within the detector volume. It appears difficult to determine the flux density with sufficient precision if the detector is small or optically separated. On the other hand, because an adjoint calculation transports particles backwards (from the detector region to the source region), adjoint calculations are preferable when the source region is large and detector region is small. The detector response is calculated in the adjoint mode by integrating the adjoint flux density weighted with the source density over energy, direction and space in the source domain. Usually and especially in reactor applications, however, the source is not a pre-given analytical function, but rather a statistical distribution available from a prior forward eigenfunction Monte Carlo calculation as a set of discrete values of space coordinates, energies, directions and weights of created particles. It is very easy to sample from such a set, but it is practically impossible to use it as a scoring function.

Hence, to make use of the attractive adjoint approach, the source should be converted into a useful scoring function by some integration. It can be done by subdividing the source domain in a number of small spatial, energy and direction meshes and computing the average source density values for each of them in the prior forward run. In the posterior adjoint run the average adjoint flux is accumulated in the meshes. The approximation is that within a mesh interval the source and the adjoint flux are assumed to be constant. The sum of the products over all meshes gives the expected approximate value of the detector response. The two multiplied quantities in a mesh are statistically independent from each other. Hence the sum of their relative variances gives the relative variance of the product for that mesh. The variance of the detector response is obtained by summing the absolute

variances of the products over all meshes. The meshes should be small enough to guarantee practical unbiasedness of the formally approximate calculation, which is one of the most important properties of the Monte Carlo method.
If the system is large, however, it can be unwieldy and may require much computer resources to subdivide the whole source domain into small meshes in space, direction and energy. Moreover, for problems involving high-order scattering adjoint calculations may not perform well [1]. Therefore, it can be desirable, at first, to reduce the virtual size of the source domain, and, at second, to reduce the area of high-performance adjoint calculation.

Midway Coupling

According to a midway forward-adjoint coupling method [2], the detector is surrounded by a virtual enclosure and the detector response can be composed as a sum of two partial responses originated correspondingly by sources internal and external to the enclosure surface. The first internal response is simply an integral of the adjoint flux weighted with the source distribution taken within the enclosure. If no source is present within the enclosure, this term is zero.
The latter outside response can be virtually replaced by the response originated by an equivalent source on the surface of the enclosure. The adjoint flux distribution is weighted with this surface source and integrated over energy, direction and surface coordinates.
This means, that both the adjoint flux and the forward source need be known within the enclosure and on its surface only, which is set somewhere between the detector and the external part of the source, i.e. somewhere midway. In comparison with the pure adjoint method this fact is a significantly simplifying characteristic of the midway coupling method for two reasons. At first, only the inner and outer vicinities of the enclosure remain important for the adjoint transport calculation. At second, in complex problems the amount of coupling meshes and correspondingly the amount of computational resources will dramatically reduce due to coupling only within and on the enclosure. In comparison with the pure forward approach when the transport from the source to the coupling surface is followed by the transport from the surface to the small detector, in the midway method it is beneficially followed by the adjoint transport from the small detector to the larger coupling surface.

MCNP Calculations

Some efforts were made recently [1] to benchmark and to enhance the utilization of the multigroup/adjoint capability in MCNP [3]. Our work was to embody the midway method as a new option of this capability and to prove its usefulness and high effectiveness.
The above algorithm of the midway forward-adjoint coupling method is implemented at Delft University of Technology in MCNP4A. It allows calculation of a sample mean, relative statistical error and figure of merit of a detector response. The following test problem demonstrates the performance of the midway option in calculations of the detector response originated externally to an enclosure. A single 93% enriched uranyl fluoride sphere is unreflected and has a diameter of 32.0 cm. A cylindrical water channel

of 0.4 cm in diameter is stretched along an axis of the sphere. A spherical detector with the diameter of 0.2 cm is placed in the very center of the system. An ellipsoid is inscribed into the cylinder and considered as the coupling surface for the midway calculations. For the midway calculations the phase space on the surface is subdivided into 30 energy meshes (by number of groups in the employed multigroup library), 36 direction cosine and 30 segmenting surface meshes. The described calculations were performed employing default MCNP variance reduction schemes.
The following table shows a comparison of the results for the reference forward and proposed midway calculations.

Item	Reference Forward Calculation		Midway Calculation
	Trach Length Estimator	Next Event Estimator	Surface Crossing Estimator
Detector Response	$2.9297*10^{-03}$	$2.9318*10^{-03}$	$2.9310*10^{-03}$
Relative error, R	0.0228	0.0157	0.0086
CPU Time, T (min.)	3131	3131	4082
Figure of Merit, $1/(R^2 T)$	0.61	1.30	3.31

It is seen, that the detector response, calculated by the midway method, agrees with the reference values within the statistical uncertainty limits. The efficiency of the midway method in the considered case is 5.4 times higher than the forward result tallied with the track length estimator and 2.5 times higher than the forward next event estimator result.

Conclusion

A forward-adjoint midway coupling technique is discussed. It is incorporated into the multigroup/adjoint capability of the MCNP4A Monte Carlo code. Its reliability and efficiency were demonstrated by the results of a sample problem of neutron streaming to a small detector in a large multiplying system. The method shows to be much more effective than forward Monte Carlo. It proves to work in problems, when utilization of the pure adjoint Monte Carlo is cumbersome.

References

1. John C. Wagner, Everett L. Redmond II, Scott P. Palmtag, John S. Hendricks, "MCNP: Multigroup/Adjoint Capabilities," Los Alamos National Laboratory report LA-12704 (1994).
2. I.V. Serov, J.E. Hoogenboom, "Effective Midway Coupling of Forward and Adjoint Multigroup Monte Carlo in MCNP", (to be submitted to Nucl.Sci.Eng.)
3. J.F.Briesmeister, Editor, "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4A," Los Alamos National Laboratory report LA-12625 (1993).

RU9604430

COMBINATORIAL METHODS APPLICATION TO LOCAL PERTURBATION OF REACTIVITY CALCULATIONS.

Korobejnikov V.V. , Petrov E.E.
State Scientific Center "Institute of Physics and Power Engineering"
Obninsk, Russia

РАСЧЕТ ЛОКАЛЬНЫХ ВОЗМУЩЕНИЙ РЕАКТИВНОСТИ МЕТОДОМ СОПРЯЖЕНИЯ РЕШЕНИЙ.

В.В. Коробейников, Э.Е. Петров
ГНЦ ФЭИ, Обнинск, Россия

Abstract

At last time the bilinear integral functional is used for neutron transport problem in reactor systems. In this paper we made an attempt to study the properties of billiner functional on exluzive surface and derive the equations for the calculation of reactivity changing. The comparison of experiments and calculations are discussed.

Расчет возмущений реактивности, связанных с большими локальными изменениями свойств среды является сложной задачей, требующей использование высоких приближений уравнения переноса и теорию возмущений высоких порядков. Можно предположить, что наиболее подходящим для таких исследований является метод Монте-Карло. Однако, решение именно такого класса задач для него оказывается очень сложным. Выходом из создавшегося положения является применение комбинированного метода, основанного на разбиении сложной задачи на вспомогательные, одна из которых без возмущения может быть решена более простым методом, а для расчета другой, содержащей возмущающий объем, может быть применен метод Монте-Карло. При этом решение невозмущенной задачи используется для формирования источника в возмущенной. В работе [1] выведено соотношение для проведения таких расчетов:

$$\delta\rho = \frac{\left[\varphi^{+}\varphi'\right]_{S_{ax}} + \left[\varphi^{+}\varphi'\right]_{S_{0x}}}{\int\limits_{V_q - V_{ax}} \iint d\vec{r}, dE\, d\vec{\Omega}\, \varphi^{+}\hat{B}\,\varphi'}, \qquad (1)$$

s_{ax}, s_{0x} - поверхности, включающие возмущающие области соответственно в активной зоне и отражателе:

$$\left[\varphi^{+}\varphi'\right]_{s_{ax}} = \oint_{s_{ax}} \iint ds\, di\, d\vec{\Omega}(\vec{\Omega}\,\vec{\Omega})\varphi'\varphi^{+} \qquad (2)$$

$$\hat{B}\,\varphi' = \iint d\vec{E}'d\vec{\Omega}'\nu(r,\vec{E}')\Sigma_f(r,E')\chi(r,E) \qquad (3)$$

$V_q - V_{ax}$ - часть активной зоны без возмущения.

Рассмотрим задачу о влиянии возмущения, расположенного в активной зоне, которая при использовании методов сопряжения решается в два этапа. На первом по программе, реализующей сеточный метод решения уравнения переноса, рассчитывается невозмущенный реактор и определяется $\varphi^{+}(x)$ в точках на замкнутой поверхности s_{ax}. Второй член в числителе (1) обращается в нуль, так как возмущение есть только в активной зоне. В знаменателе без существенной потери в точности можно заменить φ' на φ и тем самым его рассчитать при решении невозмущенной задачи. На поверхности находящейся на некотором удалении от места расположения возмущающего объема рассчитывается невозмущенный поток и конструируется поверхностный источник:

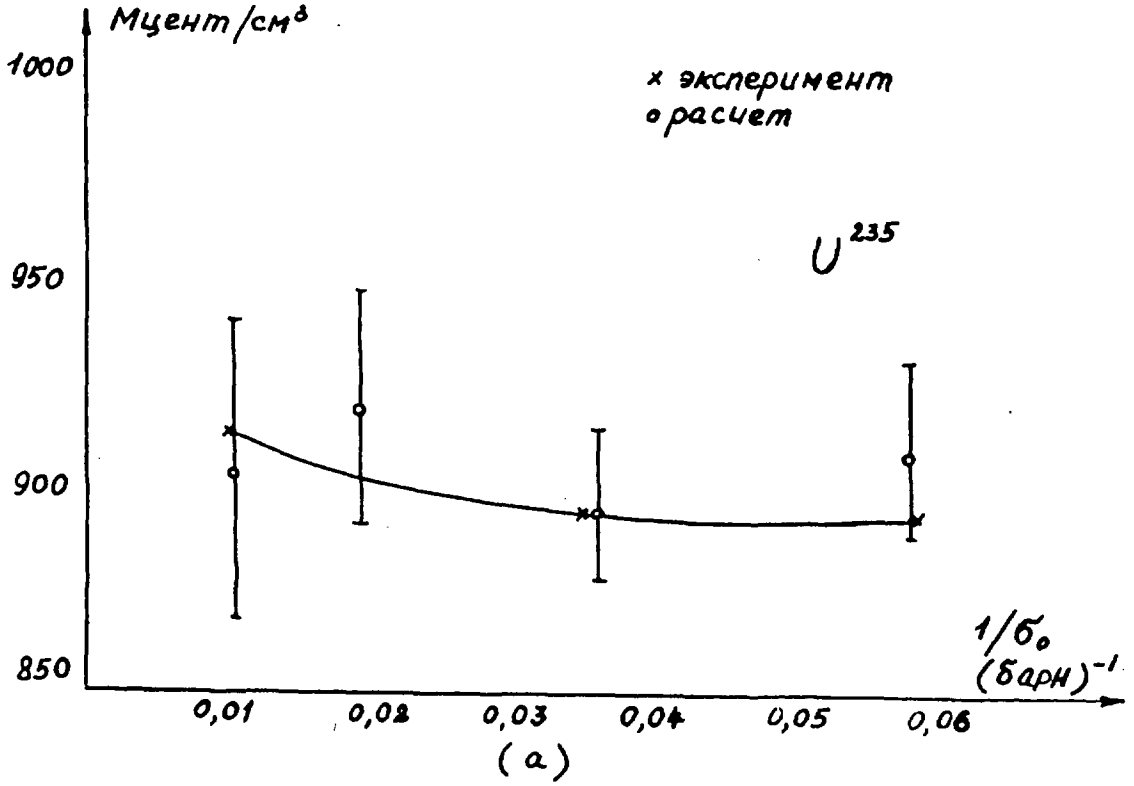
$$q_n(x) = -\vec{n}_{r_o}\vec{\Omega}\,\varphi(x)\delta(\vec{r}-\vec{r}_{r_o}) \qquad (4)$$

На втором этапе с псевдоисточником q_n методом Монте-Карло решается "усеченная" возмущенная задача, рассчитывается возмущенный поток на поверхности s_{ax} и вычисляется числитель в формуле (1).

С помощью описанной методики были рассчитаны эксперименты по изучению реактивности малых образцов в критических сборках КБР и SEG. Результаты расчета и эксперимента приведены на рис.1.

Литература.

1. Коробейников В.В., Петров Э.Е. Свойства билинейных функционалов в реакторных системах и расчет приращений реактивности. Препринт ФЭИ - 2113. Обнинск 1990г.



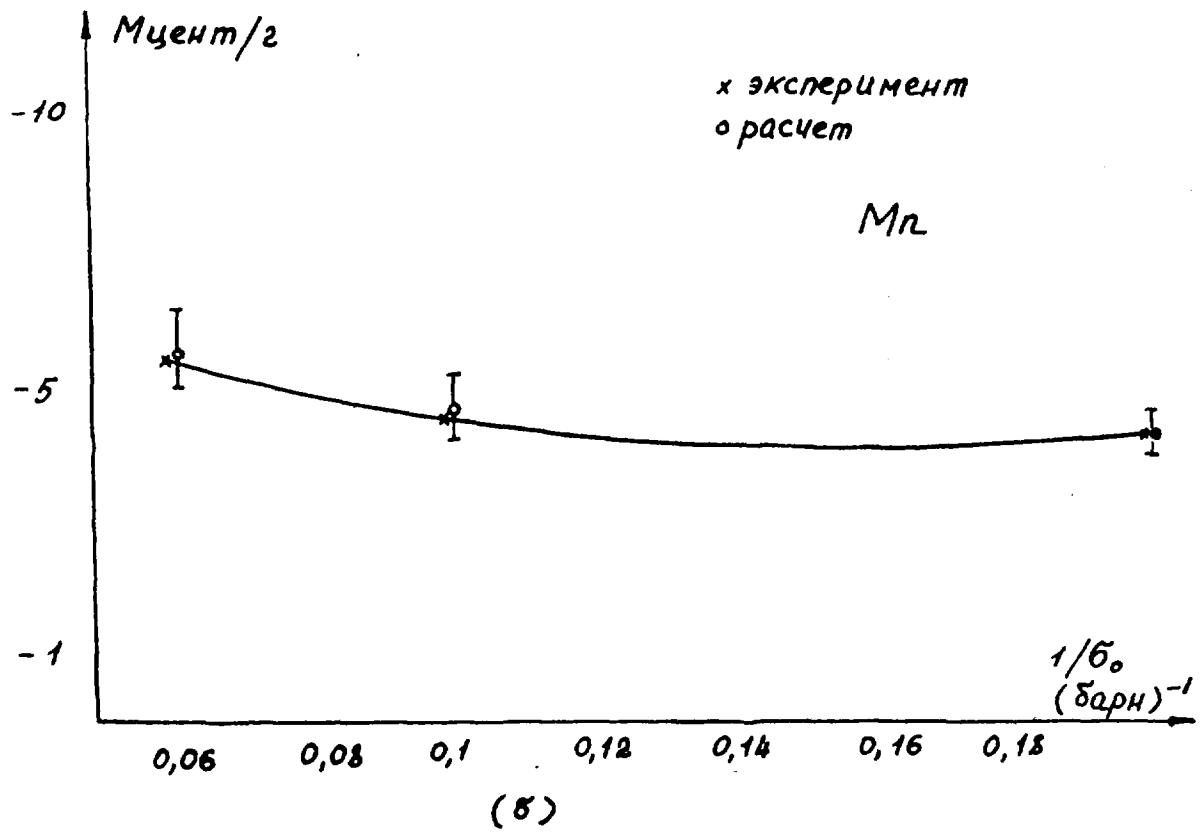


Рис. I. Сравнение результатов расчетов и экспериментов на сборках КБР и SEG:
(а) - результаты на сборке КБР,
(б) - результаты на сборке SEG.

Surface harmonics method application for obtaining equations for neutron importance and space dependent kinetics equations of heterogeneous reactor

A.V.Elchine, Science and Research Institute of Technology, Sosnovy Bor,
N.I.Laletin, Russian Research Center "Kurchatov Institute, Moscow, Russia

Метод поверхностных гармоник для получения уравнений для ценности нейтронов и уравнений пространственно- зависимой кинетики гетерогенного реактора

А.В.Ельшин, Научно- исследовательский технологический институт,
г.Сосновый Бор, Н.И.Лалетин, Российский научный центр "Курчатовский

RU9604431

So-called surface harmonics method is used for obtaining finite difference equations for neutron importance. Then the same approach is applied to heterogeneous reactor space dependent kinetic equations derivation. Final equations are written for plane geometry. Equations obtained in first approximation are similar to finite difference approximation of diffusion equation.

В отличие от предыдущих работ по методу поверхностных гармоник (обзор работ по МПГ, опубликованных до 1987 года, содержится в [1]), в работе намечается более логичный путь получения конечно- разностных уравнений (см. также [2]) как для прямого $\Phi(\vec{r},\vec{v})$, так и для сопряженного решения $\Phi^{+}(\vec{r},\vec{v})$. Основное здесь - четкое использование симметричности уравнений для Φ и Φ^{+} и более полное, по сравнению даже и с работой [3], которая тоже применяет подход, намеченный в [2], использование прямого и сопряженного решений для вычисления коэфициентов конечно- разностных уравнений.

Будем исходить из общего вида интегро- дифференциального уравнения переноса нейтронов, которое в стационарном случае для целей настоящей работы запишем в виде условно- критического уравнения, аналогичном работе [1] (с общепринятыми обозначениями):

$$\hat{H}_s\Phi(\vec{r},\vec{v})+\hat{T}_s\Phi(\vec{r},\vec{v})=0 \qquad (1)$$

где $\hat{H}_s\Phi(\vec{r},\vec{v})=\hat{L}\,\Phi(\vec{r},\vec{v})-\hat{K}_f\Phi(\vec{r},\vec{v}),\quad \hat{T}_s\Phi(\vec{r},\vec{v})=\frac{K_{eff}-1}{K_{eff}}\hat{K}_f\Phi(\vec{r},\vec{v})$

$\hat{L}\,\Phi(\vec{r},\vec{v})=\vec{\Omega}\nabla\Phi(\vec{r},\vec{v})+\Sigma_t(\vec{r},E)\Phi(\vec{r},\vec{v})-\int\Sigma_s(\vec{r},\vec{v}'\to\vec{v})\Phi(\vec{r},\vec{v}')d\vec{v}'$,

$\hat{K}_f\Phi\ (\vec{r},\vec{v})=\frac{1}{4\pi}\int\chi(\vec{r},E,E')\nu_f(\vec{r},E')\Sigma_f(\vec{r},E')\Phi^{(0)}(\vec{r},E')dE'$.

В нестационарном случае вместо оператора $\hat{T}_s$ будет фигурировать (смотрите также [2]) $\hat{T}_p\Phi(\vec{r},\vec{v})=\frac{\partial\Phi(\vec{r},\vec{v},t)}{\upsilon\partial t}+\sum_m\chi_m(r,E)\frac{\partial C_m(\vec{r},t)}{\partial t}$, где υ - скорость нейтрона, $C_m(\vec{r},t)$ - концентрации предшественников запаздывающих нейтронов m- ой группы.

Будем также рассматривать функцию распределения ценности (относительно процесса размножения нейтронов), удовлетворяющую сопряженному уравнению:

$$(\hat{L}^{+}-\hat{K}_f^{+})\Phi^{+}(\vec{r},\vec{v})+\hat{T}_s^{+}\Phi^{+}(\vec{r},\vec{v})=0, \qquad (2)$$

где $\hat{L}^{+}\Phi^{+}(\vec{r},\vec{\upsilon}) = -\vec{\Omega}\nabla\Phi^{+}(\vec{r},\vec{\upsilon}) + \Sigma_t(\vec{r},E)\Phi^{+}(\vec{r},\vec{\upsilon}) - \int \Sigma_s(\vec{r},\vec{\upsilon}\to\vec{\upsilon}')\Phi^{+}(\vec{r},\vec{\upsilon}')d\vec{\upsilon}'$,

$\hat{K}_f^{+}\Phi^{+}(\vec{r},\vec{\upsilon}) = \frac{1}{4\pi}\nu_f(\vec{r},E)\Sigma_f(\vec{r},E)\int \chi(\vec{r},E',E)\Phi^{(0)+}(\vec{r},E')dE'$.

В соответствии с методом поверхностных гармоник (МПГ) для получения стационарных уточненных конечно-разностных уравнений распределение нейтронов и ценности в каждой элементарной ячейке реактора записывается в виде линейной комбинации некоторых "пробных функций" (индекс ячейки опускаем):

$$\Phi_N(\vec{r},\vec{\upsilon}) = \sum A_n\Psi_n(\vec{r},\vec{\upsilon}), \qquad \Phi_N^{+}(\vec{r},\vec{\upsilon}) = \sum A_n^{+}\Psi_n^{+}(\vec{r},\vec{\upsilon}) \tag{3}$$

где A_n, A_n^{+} - амплитуды пробных функций, $\Psi_n(\vec{r},\vec{\upsilon})$, $\Psi_n^{+}(\vec{r},\vec{\upsilon})$- "пробные функции", удовлетворяющие внутри ячейки кинетическому уравнению (прямому и сопряженному, соответственно):

$$\hat{H}_s\Psi(\vec{r},\vec{\upsilon}) = 0, \qquad \hat{H}_s^{+}\Psi^{+}(\vec{r},\vec{\upsilon}) = 0 \tag{4}$$

и некоторым неоднородным граничным условиям (смотрите, например, [4])

Подставляя (3), в уравнения (1), (2) получим, что $\Phi_N(\vec{r},\vec{\upsilon})$ и $\Phi_N^{+}(\vec{r},\vec{\upsilon})$ удовлетворяют (1), (3) с некоторой невязкой. Во-первых, как и ранее, эта невязка обусловлена тем, что мы не обеспечили непрерывности распределений (3) на границах ячеек - эта невязка сосредоточена на границах ячеек. Кроме того , ввиду того, что пробные функции удовлетворяют уравнениям (4), а не (1), (2) , некоторая невязка будет распределена и по объему.

Умножим (1) на $\Phi_N^{+}(\vec{r},\vec{\upsilon})$, а (2) на $\Phi_N(\vec{r},\vec{\upsilon})$ и проинтегрируем по объему реактора, по энергии и по углу полета нейтрона. Используя явный вид оператора невязки, после некоторых преобразований получим

$$-\sum_k \int_E dE \left\{ \oint_{R_{cell}} dS \left\{ [\Phi_{k+}^{(1)+}(\vec{r}_s,E) - \Phi_{k-}^{(1)+}(\vec{r}_s,E)]\frac{\Phi_{k+}^{(u)}(\vec{r}_s,E)}{2} + \right.\right. \tag{5}$$

$$\left.\left. +[\Phi_{k+}^{(u)+}(\vec{r}_s,E) - \Phi_{k-}^{(u)+}(\vec{r}_s,E)]\frac{\Phi_{k+}^{(1)}(\vec{r}_s,E)}{2} \right\} + 2\int_{V_{cell}} \Phi_k^{(0)}(r,E)4\pi\hat{T}_s^{+}\Phi_k^{(0)+}(r,E)dV \right\} = 0$$

Здесь $r_S \in R_{cell}$ - множество точек границы к-ой ячейки реактора, $\Phi_{N+}^{(J)}(r_s,E)$ и $\Phi_{N-}^{(J)}(\vec{r}_s,E)$- моменты распределения нейтронов на "наружной" и" внутренней" границах ячеек (подобные обозначения присутствуют и для ценности), индекс "(u)" обозначает "уровень" нейтронов.

По аналогии с [2], связующие уравнения (для амплитуд ценности) будем выводить из равенства нулю вариационных производных по неизвестным амплитудам. Отметим, что в данном подходе допускается разрыв нормального тока и "уровня" на границе ячейки (из-за объемной невязки).

Для плоской геометрии искомое основное уравнение можно записать в виде:

$$\sum_i (\vec{\Phi}_i^{+} - \vec{\Phi}_k^{+})(\hat{\psi}_k + \hat{\psi}_i)^{-1} - \vec{\Phi}_k^{+}\hat{\Sigma}_k(\hat{I} + \hat{T}_{s\varphi}\hat{\varphi}_k^{-1}) + \vec{s}_k^{+} = 0 \tag{6}$$

где $\vec{\Phi}_k^+ = \vec{I}_k^+(\hat{\varphi}_k - \hat{\psi}_k)$ - некоторым образом усредненная по ячейке ценность нейтронов, в качестве коэффициентов уравнения присутствуют функционалы пробных функций, $\vec{s}_k^+$ - комбинация невязок токов и уровней на границах к-ой ячейки.

Система уравнений (6) решается итерационно. Полагая на первой итерации $\vec{s}_k^+$ равными нулю, мы можем найти все амплитуды пробных функций в ячейках реактора и, таким образом, вычислить новое значение $\vec{s}_k^+$ и повторить расчет.

Отметим, что таким же образом можно получить конечно- разностные уравнения для распределения нейтронов

$$\sum_i (\hat{\psi}_k + \hat{\psi}_i)^{-1}(\vec{\Phi}_i - \vec{\Phi}_k) - (\hat{I} + \hat{\varphi}_k^{-1}\hat{T}_{s\varphi})\hat{\Sigma}_k\vec{\Phi}_k + \vec{s}_k = 0 \qquad (7)$$

При получении уравнений пространственно зависимой кинетики вместо оператора $\hat{T}_s$ будем иметь оператор $\hat{T}_p$. Зависимость от времени решения уравнения (1) явным образом внесем лишь в амплитуды пробных функций.

Повторяя описанную процедуру, запишем искомые уравнения для потока нейтронов:

$$\hat{\varphi}_k^{-1}\hat{\Lambda}_{**}\frac{d}{dt}\vec{\Phi}_k = \sum_i (\hat{\psi}_k + \hat{\psi}_i)^{-1}(\vec{\Phi}_i - \vec{\Phi}_k) - \hat{\Sigma}_k\vec{\Phi}_k - \sum_{m=1}^{M}\frac{d\vec{C}_m(t)}{dt} + \vec{s}_k = 0, \qquad (8)$$

для нахождения амплитуд антисимметричных пробных функций:

$$2\vec{J}_k + 2\hat{\psi}_k^{-1}\hat{\Lambda}_{**}\frac{d}{dt}\vec{J}_k = \sum_i (\hat{\psi}_k + \hat{\psi}_i)^{-1}(\vec{\Phi}_i - \vec{\Phi}_k)Cos\,\alpha_i + \vec{q}_k\ , \qquad (9)$$

($\vec{q}_k$ - другая комбинация невязок токов и уровней на границах к-ой ячейки) и для предшественников запаздывающих нейтронов:

$$\frac{d\vec{C}_k^m(t)}{dt} = -\lambda_m\vec{C}_k^m(t) + \hat{B}_k^m\vec{\Phi}_k. \qquad (10)$$

Уравнения (8-10) представляют собой искомую систему уравнений пространственно зависимой кинетики распределения нейтронов. Заметим, что учет производной dJ/dt в (9) должен привести нас к телеграфному уравнению.

Таким образом, на основе МПГ и принципа вариационных производных в работе предложены конечно- разностные уравнения для описания распределения ценности и нейтронов в гетерогенном реакторе. Такой же подход применен для построения конечно-разностных (по пространству) уравнений для задач динамики.

1. N.I.Laletin, ch.7 in vol. 2 "Teoretical investigation in the physical properties of VVER-type uranium-water lattices", Academia Kiado, Budapest, 1984.

2. Лалетин Н.И., Бояринов В.Ф., Султанов Н.В. Распространение метода поверхностных гармоник на задачи пространственной динамики. В сб."Расчетно- экспериментальное обеспечение исследований по безопасности ядерной энергетики и ее топливному циклу", Москва, МИФИ, 1993.

3. В.Ф.Бояринов, А.А.Ковалишин, Учет сопряженной функции в методе поверхностных гармоник с объемной невязкой. Доклад на настоящей конференции.

4. Лалетин Н.И., Ельшин А.В., Вывод конечно - разностных уравнений гетерогенного реактора 1.Квадратная решетка блоков. Препринт ИАЭ-3280/5, Москва, 1980.

The employment of P2 approximation for reactor calculation

Seleznev E.F.
(VNIIAES,Moscow,Russia
Adress:109507,Moscow,Perganskaya 25,phone (095)-3770166)

Использование P2 приближения в расчетах реакторов

Селезнев Е.Ф. (ВНИИАЭС)

RU9604432

The diffusional approximation usually is used for reactor calculation. The best of results yur can get with high Pn or Sn approximations. But it is possibility with considerable computer time for calculations. Becouse these methods are used ussually for benchmark and protection calculations. The reason it is used many of the spational functions for Pn and Sn approximations. However only one spational function can be used for calculation with P2 approximation, same as diffusional case.

The code HEXP2 is created for calculation the BN type of reactor with multigroup P2 approximation in tree-dimensional hexagonal geometry.

От интегро-дифференциального уравнения Больцмана, описывающего перенос нейтронов, перейдем к Pn приближению учета анизотропии потока нейтронов и групповому представлению сечений. При этом анизотропию индикатрисы рассеяния учтем с помощью ее разложения в ряд по полиномам Лежандра. Воспользуемся, так называемым, транспортным приближением в учете анизотропии рассеяния. Т.е. случаем, когда все коэффициенты в разложении сечений рассеяния по полиномам Лежандра для n большем 1 берутся равными коэффициентам при n=1. Также как и при переходе от P1 приближения к диффузионному будем оперировать подправленным транспортным приближением. Кроме того, как и при обычном выводе диффузионного приближения в многогрупповом приближении, предполагаем равенство прихода нейтронов из более высоких групп в группу g взвешиваемых по току нейтронов (Ф1), а в нашем случае

также и по Ф2, аналогичной величине для переходов из группы g в нижележащие группы. Известно, что такое предположение вносит некоторую ошибку в описание распространения нейтронов отдельной группы g, однако в целом интегральные характеристики описываются лучше, чем в простом транспортном приближении. Таким образом, Р2 приближение в плоской геометрии сводится к следующим уравнениям:

$$\nabla\Phi_1^g(x)+\Sigma_{ofd}^g(x)\Phi_0^g(x) = \sum_{l=1}^{g-1}\Sigma^{l\to g}(x)\Phi_0^l(x) + \frac{\chi^g}{K\text{эф}}\sum_{I=1}^{G}\nu_I\Sigma_f^I(x)\Phi_0^I(x)$$

$$2*\nabla\Phi_2^g(x) + \nabla\Phi_0^g(x) + 3 * \Sigma_{tr}^g(x)\Phi_1^g(x) = 0 \qquad (1)$$

$$2*\nabla\Phi_1^g(x) + 5 * \Sigma_{tr}^g(x)\Phi_2^g(x) = 0 \quad ,$$

здесь все обозначения общепринятые.

Из граничных условий имеем непрерывность на внутренних границах функции Ф1 и выражения (Ф0 +2*Ф2), а на внешней границе, например с вакуумом, получаем

$$0.5 \star \Phi_0 - \Phi_1 + 5/8 \star \Phi_2 = 0 \qquad (2)$$

Таким образом, видим, что на границах зон в Р2 приближении будут иметь место разрывы Ф0 - плотности потока нейтронов, что и останавливало программистов в использовании четных приближений метода сферических гармоник при создании реакторных программ.

Основная масса расчетов реакторов проводится в диффузионном приближении, которое с учетом подправленного транспортного приближения мало чем отличается от Р1 приближения, сохраняя свое основное преимущество - скорость получения решения. Высокая величина последней в диффузионном приближении обусловлена поиском в нем лишь одной функции, т.е. решением лишь одного уравнения.

Переход к Р2 приближению ведет к поиску трех функций, да еще и с разрывной плотностью потока нейтронов на границах раздела сред. Поэтому для учета анизотропии поля нейтронов переходили к Р3 приближению, обеспечивающему более качественное решение при непрерывности всех своих, но четырех функций. Последнее обстоятельство, т.е. замедление решения как минимум в четыре

раза, по-сравнению с диффузионным приближением, выводит Р3 приближение в разряд редко используемых алгоритмов. Как правило, также как и Sn приближения, применяемых лишь для обоснования использования диффузионного приближения в той или иной задаче.

В системе (1), исключая из ее третьего уравнения производную с помощью первого уравнения, имеем выражение для Ф2, подставляя которое во второе уравнение приходим к следующей системе уравнений, эквивалентной (1):

$$-\nabla\frac{1}{3*\Sigma^{g}_{tr}}\nabla\{[1+\frac{4*\Sigma^{g}_{crd}(x)}{5*\Sigma^{g}_{tr}(x)}]*\Phi^{g}_{0}(x)-\frac{4}{5*\Sigma^{g}_{tr}(x)}*\sum_{l=1}^{g-1}\Sigma^{l\to g}(x)*\Phi^{l}_{0}(x)-\frac{4}{5*\Sigma^{g}_{tr}(x)}*\frac{\chi^{g}}{K_{эф}}\sum_{l=1}^{G}\nu_{f}\Sigma^{l}_{f}*\Phi^{l}_{0}(x)\}$$

$$+\Sigma^{g}_{crd}(x)\,\Phi^{g}_{0}=\sum_{l=1}^{g-1}\Sigma^{l\to g}(x)\Phi^{l}_{0}+\frac{\chi^{g}}{K_{эф}}\sum_{l=1}^{G}\nu_{f}\Sigma^{l}_{f}(x)*\Phi^{l}_{0}(x) \qquad (3)$$

Таким образом, система (3) напоминает нам уравнение диффузии, что "толкало" программистов на попытки использования диффузионных программ для решения системы (3) с подправленным коэффициентом диффузии, таким например, как $1/3*\Sigma^{g}_{tr}*(1+4*\Sigma^{g}_{crd}/(5*\Sigma^{g}_{tr}))$. Однако, практика показала, что для решения этой системы лучше написать специальную программу, одной из возможностей которой является поиск решения, в том числе, и в диффузионном приближении.

Для решения системы (3) в трехмерной гексагональной геометрии с одной расчетной точкой на ТВС в многогрупповом приближении в рамках комплекса ГЕФЕСТ создан модуль НЕХР2. Использование его для расчетов реактора БН-600 показало, что веса стержней СУЗ с использованием Р2 приближения определяются на 5-10 % ближе к экспериментальным данным, чем с использованием программ на основе диффузионного приближения.

RU9604433

THE USE OF QUASI-DISTRIBUTION IN NEUTRONIC CALCULATIONS.

Pogosbekyan L.R., Lysov D.A. (VNIIAES)

МЕТОД КВАЗИРАСПРЕДЕЛЕНИЙ В НЕЙТРОННЫХ РАСЧЕТАХ.

ПОГОСБЕКЯН Л.Р., ЛЫСОВ Д.А.

The paper describes the use of generalized solution $\vec{\phi}=(DT)^{+}D\vec{b}$ of system $D(T\vec{\phi}-\vec{b})=\vec{0}$, where D is weight matrix, the super-script "+" labels generalized inverse matrix. The system $T\vec{\phi}=\vec{b}$ consists of two subsystems $A\vec{\phi}=\vec{q}$ and $B\vec{\phi}=\vec{z}$, the first one $A\vec{\phi}=\vec{q}$ is the approximated transport equation and the second one $B\vec{\phi}=\vec{z}$ gives the set of equations for functionals of neutron flux $\vec{\phi}$. By the definition, $\vec{\phi}=(DT)^{+}D\vec{b}$ is quasi-distribution.

The quasi-distribution technique is used efficiently for: (a) core power distribution monitoring systems; (b) optimization of stationary state of nuclear reactors; (c) solving inverse problems for transport equation.

Метод квазираспределений основан на хорошо известном в линейной алгебре [1] понятии обобщенного решения (ОР) системы линейных уравнений. Согласно определению, ОР системы $T\vec{\phi}=\vec{b}$ минимизирует норму невязки $|T\vec{\phi}-\vec{b}|$. ОР существует у любой системы, в том числе у несовместной. Причем, $\vec{\phi}=T^{+}\vec{b}$, где $\vec{\phi}$ - ОР, T^{+}- псевдообратная матрица. Если T обратима, то $T^{+}=T^{-1}$. Если $T^{*}T$-обратима, то $T^{+}=(T^{*}T)^{-1}T^{*}$, где T^{*}-сопряженная матрица. Для описания стационарного нейтронного поля представляет интерес ОР системы балансно - функциональных уравнений (СБФУ). Пусть заданы матрицы D,T,$\vec{b}$ размера N+K×N+K, N+K×N, N+K×1. Матрица D невырожденная, вектор $\vec{\phi}$ имеет размер N×1. Система уравнений $DT\vec{\phi}=D\vec{b}$ относительно $\vec{\phi}$ называется СБФУ, если система $T\vec{\phi}=\vec{b}$ состоит из N уравнений, аппроксимирующих уравнение переноса и K≥1 уравнений относительно функционалов нейтронного поля. Обобщенное решение системы балансно-фукциональных уравнений $DT\vec{\phi}=D\vec{b}$ называется нейтронным квазираспределением (НКР), а семейство вычислительных методов, использующих НКР называется методом нейтронных квазираспределений (МНКР)

МНКР стал использоваться недавно [2-7]. Впервые он использовался в задаче расчетно-экспериментального контроля энергораспределения в активной зоне [2-5]. Здесь уравнение переноса

было дополнено набором уравнений, связывающих расчетные и экспериментально-измеренные величины функционалов нейтронного поля. НКР дает оптимальное согласование теории и эксперимента и в этом состоит его практическая полезность. Норма невязки $|D(T\vec{\Phi}-\vec{b})|$ характеризует степень адекватности теории и эксперимента и степень достоверности данных системы контроля энергораспределения. С точки зрения статистики, НКР дает оценку плотности потока нейтронов по методу максимального правдоподобия, в предположении, что D^2 – матрица точности, D^{-2} – ковариационная матрица.

Сложность расчета НКР состоит в том, что даже в одногрупповом диффузионом приближении задача сводится к решению интегро-дифференциального уравнения 4-го порядка в частных производных. Однако нам удалось использовать разреженность матрицы DT и построить эффективный итерационный алгоритм расчета НКР в самом общем случае (произвольная многомерная геометрия, многогрупповая и вообще говоря недиффузионная модель переноса нейтронов [3-6]). Сходимость алгоритма теоретически обоснована. Алгоритм похож на известный SSOR метод. Одна итерация представляет прямой и обратный обход сетки. Во время обхода ведется двойное суммирование плотности потока нейтронов по шаблону аппроксимации уравнения переноса и накапливаются суммы для расчета функционалов нейтронного поля. Одновременно учитываются межгрупповые переходы нейтронов внутри ячейки. Один обход сетки можно рассматривать как итерацию блочного метода Гаусса-Зейделя для системы $(DT)^*D(T\vec{\Phi}-\vec{b})=\vec{0}$. Сущность алгоритма заключается в последовательной (поячеечной) минимизации нормы невязки по многогрупповому вектору плотности потока нейтронов. В алгоритме отсутствуют вложенные итерации, характерные для метода итерации источника (МИИ). Вычислительные затраты на одну итерацию МНКР приблизительно вдвое превышают затраты на итерацию МИИ с SSOR схемой внутренних итераций с одной внутренней итерацией на одну внешнюю. Но МНКР сходится быстрее. Его скорость сходимости возрастает с ростом числа измерений. Кроме того, МИИ обычно требует более одной внутренней итерации. Алгоритм МНКР включен в ведущие расчетные модели ВВЭР и РБМК: ПИР-ВОПОЛ, БОКР, POLARIS, STEPAN, BARS-COTT.

Для расчета НКР применимы методы сопряженных направлений, [8]. Наиболее подходящий из них – метод AA^* минимальных итера-

ций: $B=DT$, $\vec{r}_o=D(T\vec{\phi}_o-\vec{b})$, $\vec{u}_1=B^*\vec{r}_o$, $\vec{r}_i=\vec{r}_{i-1}+\alpha_i B\vec{u}_i$, $\vec{u}_{i+1}=B^*\vec{r}_i+\beta_i\vec{u}_i$, $\vec{\phi}_i=\vec{\phi}_{i-1}+\alpha_i\vec{u}_i$, $\alpha_i=-|\vec{r}_{i-1}|^2/|\vec{u}_i|^2$, $\beta_i=|\vec{r}_i|^2/|\vec{r}_{i-1}|^2$.

Здесь i-номер итерации, $\vec{\phi}_o$- начальное приближение. Метод требует хранения в памяти только ненулевых элементов матриц D, T. Одна итерация требует ~2N операций умножения, где N- суммарное число ненулевых элементов в матрицах D,T. Метод на каждой итерации минимизирует квадратичную норму ошибки НКР. Минимум достигается на линейной оболочке векторов $\vec{\phi}_1,\ldots,\vec{\phi}_i$.

МНКР дает естественные и эффективные алгоритмы решения обратных и оптимизационных задач [6], где по набору из K целевых функционалов нейтронного поля $\vec{\phi}$ требуется вычислить вектор $\vec{x}$ управляющих параметров, от которого зависят макросечения в уравнении переноса. В вектор $\vec{x}$ могут быть включены глубины погружения регуляторов, обогащение топливных сборок и т.д. В качестве целевых функционалов могут быть мощности фрагментов активной зоны, целевые значения измеряемых внутри/внезонных параметров и т.д. Задача решается с помощью двухуровневой итерационной схемы. На нижнем уровне находится НКР минимизацией нормы $|D(T\vec{\phi}-\vec{b})|$ по $\vec{\phi}$. На верхнем уровне минимизируется норма $|D(T\vec{\phi}-\vec{b})|^2$ по $\vec{x}$ градиентным методом. Здесь $T=T(\vec{x})$, $\det(D)\neq 0$, СЛАУ $T\vec{\phi}=\vec{b}$ содержит K уравнений относительно K целевых функционалов. Равенство $|D(T\vec{\phi}-\vec{b})|=0$ означает, что обратная задача решена: найден вектор $\vec{x}$ и точное решение уравнения переноса $\vec{\phi}$. Естественность алгоритма в том, что он заключается в последовательной минимизации нормы по двум аргументам $\vec{\phi}$ и $\vec{x}$. Эффективность алгоритма связана с простотой вычисления градиента по $\vec{x}$, двухуровневой итерационной схемой, ускорением внешних и внутренних итераций (по $\vec{x}$ и $\vec{\phi}$) за счет учета целевых функционалов при расчете нейтронного поля. Нами разработана теория возмущений функционалов НКР [6]. Согласно теории, если $\vec{\phi}$ - НКР, $T=T(\vec{x})$, $F=|D(T\vec{\phi}-\vec{b})|^2$, то $dF/d\vec{x}=\partial F/\partial\vec{x}$. Здесь $\partial F/\partial\vec{x}$-частная производная, $dF/d\vec{x}$-полная производная, с учетом зависимости $\vec{\phi}=\vec{\phi}(\vec{x})$. Таким образом, градиент $dF/d\vec{x}$ вычисляется без решения дополнительной системы относительно ценности. Отметим, что традиционный подход основан на точном решении уравнения переноса на каждой итерации по $\vec{x}$. На обратных задачах он неэффективен. Причины: (а) бесполезность вычислительных затрат на точное решение уравнения переноса, когда сечения известны приближенно; (б) трехуровневая итераци-

онная схема вместо двухуровневой; (в) необходимость решать дополнительную линейную систему относительно ценности; (г) никак не использована информация о целевых функционалах нейтронного поля для ускорения сходимости внешних и внутренних итераций.

Численные методы оптимизации функционалов нейтронных полей могут быть сведены к минимизации нормы $\|D(T\vec{\phi}-\vec{b})\|$ посредством включения нормы невязки уравнения переноса в качестве штрафа. Вес штрафа определяется из обоснованных требований к точности решения уравнения переноса. Далее, используется та же схема вычисления $\vec{x}$ и $\vec{\phi}$, что и в обратных задачах, с характерными преимуществами МНКР по сравнению с традиционным подходом.

МНКР может успешно конкурировать с МИИ при решении уравнения переноса для размножающих сред. Пусть СЕТУ $T\vec{\phi}=\vec{b}$ состоит из аппроксимированного уравнения переноса $A\vec{\phi}=\vec{0}$ и одного дополнительного уравнения $\langle\vec{s},\vec{\phi}\rangle=P$, которое задает интегральную мощность реактора. НКР минимизирует среднеквадратическую погрешность баланса нейтронов по всем элементарным объемам фазового пространства. Если существует нетривиальное решение уравнения переноса $A\vec{\phi}=\vec{0}$, то НКР и собственный вектор, вычисляемый МИИ совпадают с этим решением. Если нет нетривиального решения, то НКР и собственный вектор являются равноценными абстракциями и выбор между ними может быть сделан исходя из вычислительных затрат. Вместе с тем, существует возможность точного расчета собственного вектора посредством МНКР. Для этого надо заменить $\nu\Sigma_f$ на $\nu\Sigma_f/K_{eff}$ в уравнении переноса и минимизировать норму $\|D(T\vec{\phi}-\vec{b})\|$ по $\vec{\phi}$ и K_{eff}.

МНКР уже сейчас показывает время расчета критсостояния на уровне лучших кодов, основанных на МИИ. Вместе с тем, существуют большие потенциальные возможности в оптимизации МНКР. Удачный выбор матрицы D может значительно ускорить итерационные методы решения задачи $\|D(T\vec{\phi}-\vec{b})\|=\min$. Мы получили трехкратное ускорение за счет D, заменив в каждой энергетической группе единичную матрицу на матрицу $R(\Delta+P)$, где Δ - матрица разностного оператора Лапласа. Диагональные матрицы R и P выбирались так, чтобы матрица $(DT)^*DT$ была близка к диагональной. Тогда достигается быстрая сходимость блочного метода Гаусса-Зейделя. Другой прием ускорения МНКР связан с добавлением к уравнению переноса $A\vec{\phi}=\vec{q}$ уравнений вида $\langle\vec{\phi},A\vec{\phi}\rangle=\langle\vec{\phi},\vec{q}\rangle$, где

$\vec{\phi}$ - пробный вектор. Из соотношений $\langle\vec{\phi},A\vec{\phi}\rangle=\langle\vec{a},\vec{\phi}\rangle$, $\vec{a}=A^{*}\vec{\phi}$ следует, что уравнение $\langle\vec{\phi},A\vec{\phi}\rangle=\langle\vec{\phi},\vec{q}\rangle$ добавляет 2K операций умножения на каждой итерации по $\vec{\phi}$, где K - количество ненулевых компонент в векторе $\vec{a}$. Если все компоненты $\vec{\phi}$ единицы, то добавочное уравнение выражает интегральный по реактору баланс нейтронов. Аналогично, можно записать баланс нейтронов по подобластям фазового пространства. Данный метод ускорения имеет сходство с методом ребаланса и методом мультипликативных балансных поправок. Но предлагаемый метод линейный и его сходимость обоснована теоретически.

Список использованных источников:

1. Гантмахер Ф.Р. Теория матриц. - М.: Наука, 1988.
2. Погосбекян Л.Р. Контроль энергораспределения в активной зоне. - Атомная энергия, 1991, т. 71, вып. 4, с. 293-297.
3. Pogosbekyan Leonid, Lysov Dmitrij. Multi-group neutron transport calculations corrected by experimental data. Proceedings of 1994 Topical Meeting on Advances in Reactor Physics, Knoxville, TN, April 11-15, 1994, v. 2, p. 142.
4. L.R.Pogosbekyan, D.A.Lysov. Quasi-Solution of Radiation Transport Equation. Nuclear Science & Engineering, Oct.1995.
5. Погосбекян Л.Р., Лысов Д.А. Многогрупповая расчетно-экспериментальная модель нейтронного поля. Атомная Энергия, т.75, вып.6, июнь 1993.
6. Pogosbekyan Leonid, Lysov Dmitrij. Application of quisi-distributions for solving inverse problems of neutron and γ-ray transport. Proceedings International Conference on Mathematics and Computations, Reactor Physics, and Environmental Analyses, April 30 - May 4, 1995, Portland, OR.
7. Погосбекян Л.Р., Лысов Д.А., Броницкий Л.Л. Расчет трехмерного энергораспределения в РБМК с учетом работы стержней АР Атомная Энергия, т. 74, вып.6, июнь 1993.
8. Воеводин В.В., Кузнецов Ю.А. Матрицы и вычисления. М.: Наука, 1984.

Statistical analysis of neutron quasi-distribution in RBMK.

Bychkov S.A., Lysov D.A., Pogosbekyan L.R. (VNIIAES)

СТАТИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ КВАЗИРАСПРЕДЕЛЕНИЯ НЕЙТРОНОВ В РБМК.

Бычков С.А., Лысов Д.А., Погосбекян Л.Р. (ВНИИАЭС)

Correlation properties of neutron quasi-distribution were investigated verses uncertainty in finite-difference equations and experimental data. Statistical approach can be applied for increasing of power distribution accuracy and macro-constant correction.

RU9604434

Обоснование безопасности состояния реакторной установки невозможно без анализа погрешности расчетных нейтронных полей и их функционалов. Погрешность расчетных результатов для большинства нейтронно-физических программ обусловлена методической погрешностью дискретизации задачи, включающей погрешность разностной аппроксимации пространственных уравнений и погрешность малогрупповых нейтронно-физических констант. Для настройки моделей используются результаты экспериментов и показания датчиков, погрешность которых также влияет на точность результатов расчета.

Для оценки погрешности распределенных величин вместо традиционной квазикритической задачи распределение нейтронов $\vec{\varphi}$ будем находить из решения следующей переопределенной системы

$$\hat{A}\,\vec{\varphi} = \vec{q} \qquad (1)$$

$$\hat{B}\,\vec{\varphi} = \vec{y} \qquad (2)$$

Соотношение (1) представляет собой систему уравнений баланса нейтронов в узлах расчетной сетки. $\hat{B}\,\vec{\varphi}$ - расчетная оценка измеряемых функционалов $\vec{y}$ нейтронного поля. Измеренные функционалы обладают погрешностью с ковариационной матрицей $\hat{K}_y$. Погрешность уравнений баланса будем характеризовать ковариационной матрицей $\hat{K}_b$. Пусть также известна (со сколь угодно большой погрешностью) $\vec{\varphi}_{апр}$ - априорная оценка распределения нейтронов с ковариационной

матрицей $\hat{K}_a$. Решение этой системы согласно методу максимального правдоподобия определяются из условия:

$$\|\hat{A}\,\vec{\varphi} - \vec{q}\|^2_{\hat{K}_b} + \|\hat{B}\,\vec{\varphi} - \vec{y}\|^2_{\hat{K}_y} + \|\vec{\varphi} - \vec{\varphi}_{апр}\|^2_{\hat{K}_a} = \min \qquad (3)$$

здесь обозначено $\|\vec{\phi}\|^2_{\hat{K}} = \sum_{\substack{m=1 \\ l=1}}^{N} \varphi_l\, K_{lm}\, \varphi_m$

Откуда получим решение $\vec{\phi}$ системы (1) (2)

$$\vec{\phi} = \hat{K}_\varphi\,\vec{Z}\;; \qquad \vec{Z} = \hat{A}^+\,\hat{K}_b^{-1}\,\vec{q} + \hat{B}^+\,\hat{K}_y^{-1}\,\vec{y} + \hat{K}_a^{-1}\,\vec{\phi}_{апр}$$

$$\hat{K}_\varphi = (\hat{A}^+\,\hat{K}_b^{-1}\,\hat{A} + \hat{B}^+\,\hat{K}_y^{-1}\,\hat{B} + \hat{K}_a^{-1})^{-1}$$ - ковариационная матрица вектора $\vec{\phi}$.

Вычисления матрицы $\hat{K}_\varphi$ можно организовать раздельно по группам статистически независимых уравнений

$$\hat{K}_\varphi = \hat{K}_N - \hat{K}_N\,\hat{B}^+\,(\hat{K}_y + \hat{B}\,\hat{K}_N^{-1}\,\hat{B}^+)^{-1}\,\hat{B}\,\hat{K}_N;\quad \hat{K}_N = (\hat{A}^+\,\hat{K}_b^{-1}\,\hat{A} + \hat{K}_a^{-1})^{-1} \qquad (4)$$

Для уравнений баланса характерно наличие корреляций между однотипными ячейками. Здесь ограничимся рассмотрением случая некоррелированных ошибок, связанных с индивидуальными особенностями каждой расчетной ячейки. В этом случае вычисление матрицы $\hat{K}_N$ возможно по рекуррентным соотношениям, аналогично (4)

$$\hat{K}_{i+1} = \hat{K}_i - \hat{K}_i\vec{a}_i^{+}\,(K_{b_{ii}} + \vec{a}_i\,\hat{K}_i^{-1}\,\vec{a}_i^{+})^{-1}\,\vec{a}_i\hat{K}_i,\ i=1..N,\ \hat{K}_0 = \hat{K}_a \qquad (5)$$

Здесь $\vec{a}_i$ - i-ая строка матрицы A, N - число расчетных узлов сетки.

Для оценки относительной погрешности малогрупповых констант нетопливных каналов, связанной с неопределенностью структуры окружения по программе GETERA проведены расчеты полиячеек, включающих в себя рабочие и нерабочие каналы. Исследована зависимость от обогащения топлива, плотности теплоносителя и времени облучения в реакторе. Полученные данные позволяют сделать следующие выводы. Многие константы рабочих каналов в зависимости от модели, описывающей окружение могут существенно меняться (до 10%). В этой связи были оценены такие функционалы как K_∞ и отношение мощностей двух одинаковых каналов, константы которых готовились по различным моделям. Расчеты показывают, что отличия в

K_∞ в зависимости от выбранной модели составляют 1%, а относительные мощности отличаются на 0.5%.

Для нетопливных каналов наблюдается еще большая неопределенность констант по отношению к моделированию перетечек нейтронов между рабочими и нерабочими каналами. Достаточно грубые условия моделирования перетечек нейтронов могут приводить к ошибкам констант нерабочих каналов до 30%. В этой связи при полномасштабных расчетах реактора большую актуальность приобретает использование метода квазираспределений, позволяющего согласовать используемые константы с экспериментальными и эксплуатационными данными.

С этими данными для относительной погрешности были расчитаны ковариационные матрицы двумерного квазираспределения нейтронов в РБМК. Использование только уравнений баланса дает относительную погрешность потоков в 10-30%, что соответствует практике квазикритических расчетов. При этом наблюдается сильная взаимозависимость потоков. Коэффициент корреляции потоков в соседних ячейках составляет 0.8-0.9 и падает на порядок через 8-10 шагов решетки.

Наличие внутризонных измерений резко меняет картину. Дополнение уравнений баланса измерениями ДКЭ(р) уменьшает относительную погрешность до 2-10%.

СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ БЕЗОПАСНОСТИ ЯЭУ. МОНИТОРИНГ

SAFETY CONTROL SYSTEMS AND MONITORING

Секционное заседание 2
5 сентября, 11.45 – 13.30

Session 2
September 5, 11.45 – 13.30

THE SYSTEM OF MODELING AND PROGNOSISING OF ACCIDENTAL SITUATIONS ON NUCLEAR ENERGETIC SETUPS

V.I.Sakhno, S.P.Tomchay

Institute for Nuclear Research of the National Academy of Sciences of Ukraine, Kiev.

СИСТЕМА МОДЕЛИРОВАНИЯ И ПРОГНОЗИРОВАНИЯ АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЙ НА ЯЭУ.

В.И.Сахно, С.П.Томчай

Институт ядерных исследований Национальной Академии Наук Украины, Киев.

For rising of safety of AES exploitation the creation of safety system on the principles of accidental situations prognosisingon the early stages has proposed.

The additional contours, which provide the conformity of autonomous protective measures with technical characteristics of control system are proposed to induce in the structure of automatic control system of technological processes (ACS TP). At first, such contours are necessary for rising of safety of cable communications, which essentially influence on safety level of nuclear energetic setups.

Для повышения безопасности эксплуатации АЭС предлагается создание систем безопасности, основанные на принципах распознавания аварийных ситуаций на ранних стадиях их формирования.

В основу предлагаемых систем положено математическое моделирование состояния оборудования станции по эволюциям значений параметров-предвестников и формирование на этой основе ближайших и отдаленных прогнозов. Такая система обеспечит поддержку оператора в принятии решений, а также автоматическую защиту оборудования в критических ситуациях.

Начальным этапом работы предлагается создание системы диагностики тепловых режимов эксплуатируемых кабельных коммуникаций АЭС, в которой заложены функции текущего контроля и защиты, а также

функции раннего прогнозирования аварийных ситуаций и ресурсных возможностей используемой кабельной продукции.

С этой целью для кабельных коммуникаций АЭС составлены модели физико-химических процессов, происходящих в кабелях при их эксплуатации вплоть до пробоев и воспламенения.

Разработан исходный пакет программы расчетов температурных режимов кабелей. Данные программы проверялись на Ровенской АЭС. Было получено совпадение расчетных и действительных значений температурных режимов.

Созданный рабочий пакет программного обеспечения может быть использован для оптимизации эксплуатационных режимов и эффективного расходования ресурсных возможностей кабелей на действующих АЭС.

При разработке проблемы создан экспериментальный вариант системы контроля ситуации на АЭС, который представлен в павильоне противопожарной защиты НВЦ Украины.

RU9604436

ENHANCEMENT OF EXISTING RBMK-TYPE REACTOR MONITORING SYSTEM FOR PREVENTION OPERATIONAL LIMITS VIOLATION.

V.V.Postnikov (RDIPE), I.V.Zonov (ROSENERGOATOM), N.V.Schukin (MEPHI)

МОДЕРНИЗАЦИЯ ШТАТНОЙ СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ РЕАКТОРОВ ТИПА РБМК ДЛЯ ПРЕДОТВРАЩЕНИЯ ПРЕВЫШЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ПРЕДЕЛОВ.

В.В.Постников (ИИКИЭТ), И.В.Зонов (Росэнергоатом), Н.В.Щукин (МИФИ)

В докладе рассмотрены принципы и этапы реализаций системы предупредительной защиты реакторов типа РБМК для автоматического предотвращения превышения эксплуатационных пределов. Обсуждаются различные способы расчета уставок защиты с помощью программы ВЕТЕР.

Existing local control and protection systems (CPSs) of RBMK-type reactor cannot prevent automatically operational limits violation during many significant regims. At these events controlable reactor power reduction is one of the most simple way for prevention of limits violation. This action is the function of the preventive protection system (PPS). It is assumed that PPS will use two special computers and original instrumentation of central monitoring system for data transfer. The principle of feedback due to initial influence is used for providing sufficient data processing of PPS. The PPS signals are generate with high frequency (about 10 Hz) by the main computer by comparison of real detector signal and reference value, which depends of neighbour control rods or refuelling assembly position. These dependences are prepare by the auxilary computer with periodicity from one half to a few minutes.

The **BETEP** code algorithms are advancing now for calculation of these dependences. This code was developed for prediction and monitoring of spatial distribution of safety-related parameters (*) at on-power refuelling and control rods moving. Spatial decomposition of 3D full-scale problem into 2D full-scale problem and 3D local

problem for a some vicinity of perturbance entering point is the main idea of these algorithms. Usage of this assumption gives possibility of on-line monitoring at local region (7x7 channel) during on-power refuelling. During verification it was found that accuracy of **BETEP** algorithms are adequate for operational calculations (deviation from experimental and full-scale calculational data was found within 5%).

Some steps of PPS realization including **BETEP** algorithms are discuss.

(*) Safety-related parameters are channel power, linear heat rate, critical heat flux margin, graphite temperature.

КОМПЛЕКС СРЕДСТВ ОПЕРАТИВНОГО ДИАГНОСТИРОВАНИЯ И ПОВЕРКИ КОНТРОЛЬНО-ИЗМЕРИТЕЛЬНОЙ АППАРАТУРЫ АЭС

RU9604437

В. А. Федоров, А. В. Кудрявцев, Ю. А. Лапшиков

Московский инженерно-физический институт

EQUIPMENT FOR OPERATIVE DIAGNOSYS AND VERIFICATION OF NPP CONTROL SYSTEM UNITS.

V. A. Fedorov, A. V. Kudryavtsev, Y. A. Lapshikov

Moscow Engineering Physics Institute

This paper presents architecture and facility of computer aided test equipment for operative diagnosys and verification of NPP control system units.

The methods and results of automated testing some control system units and reactivity meters are discussed.

Состояние аппаратуры системы управления и защиты реактора - один из факторов, определяющих безопасность эксплуатации АЭС. Автоматизация оценки состояния СУЗ при регулярной метрологической поверке или оперативном диагностировании позволяет существенно сократить сроки выполнения таких работ, повысить точность и достоверность результатов, дает возможность перейти к прогнозированию состояния оборудования.

Для поверки вычислителей реактивности (ЦВР-9, ЗРТА-01, ПИР) и контрольно-измерительной аппаратуры АЭС с РБМК-1000 (усилители УЭС.13, УЗМ.11, УСО.10, УСм.12, измеритель ИСС.3М, блоки БТ.37, БСП.36, задатчик ЗдМ.5) разработаны специальные методики и создан комплекс программно-технических средств автоматизации - система "Автотест".

Система "Автотест" выполнена на базе персональной ЭВМ типа PC/AT и обеспечивает программно управляемое формирование совокупности тестовых сигналов напряжения и тока (постоянных, переменных и импульсных), а также многоканальное измерение и обработку сигналов, поступающих от поверяемых устройств.

Программное обеспечение системы представляет собой интегрирован-

ную среду и позволяет в режиме диалога с широким набором меню, инструкций, сообщений и подсказок, представляемых на экране дисплея ПЭВМ, организовать автоматические измерительные тесты и в режиме реального времени контролировать их прохождение.

В процессе тестового диагностирования информация о состоянии поверяемого устройства отображается в цифровом и графическом видах, а после завершения каждой группы тестов автоматически обрабатывается с расчетом требуемых метрологических характеристик. После проведения последовательности тестовых процедур формируются и выводятся на печать отчетные документы с результатами поверки - протокол, содержащий таблицы с результатами измерений, графические приложения к протоколу и свидетельство о поверке, создать которое программа позволяет в том случае, если выполнены все процедуры и полученные метрологические характеристики попадают в допустимые пределы, установленные паспортными данными прибора.

В 1995 г. с использованием системы "Автотест", внедряемой на Курской АЭС, проведены измерения метрологических характеристик вычислителей реактивности ЦВР-9 и ПИР-3, а также некоторых приборов СУЗ. Методика и результаты измерительных экспериментов приводятся и обсуждаются в докладе.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ СИСТЕМЫ АВТОМАТИЗАЦИИ ИЗМЕРЕНИЙ "КЕНТАВР-6К" НА ЭНЕРГОБЛОКАХ КУРСКОЙ АЭС

Г.Н.Алексаков, А.В.Кудрявцев, Ю.А.Лапшиков, В.А.Федоров
(Московский инженерно-физический институт)

Б.П.Николаев, Ю.Б.Чижевский
(Курская АЭС)

RU9604438

EXPERIENCE OF APPLICATION THE AUTOMATIC PHYSICAL DATA ACQUISITION AND ANALYSIS SYSTEM "KENTAVR-6K" ON KURSKAYA NPP

G.N.Alexakov, A.V.Kudryavtsev, Y.A.Lapshikov, V.A.Fedorov
(Moscow Engineering Physics Institute)

B.P.Nikolaev, Y.B.Chigivski
(Kurskaya NPP)

Kentavr-6K system provides various experimental test and measurements on Kurskaya Nuclear Power Plant. Some methods and results of measurements, maked last time and useful for verification of dynamic calculation programms are reflected in this report.

С 1994 г. на Курской АЭС находится в опытно-промышленной эксплуатации автоматизированная система измерения физических характеристик реакторов РБМК "Кентавр-6К", которая включает интегрированный пакет с базовым математическим и программным обеспечением и следующие аппаратные средства: персональную ЭВМ типа PC/AT, гибридный процессор "Кентавр" и широкий набор блоков измерительных усилителей и пребразователей сигналов.

Система ориентирована на реализацию всех требований "Комплексной методики определения физических параметров РБМК" и обеспечивает:

измерение статики и динамики полей нейтронов и энерговыделения в объеме активной зоны по сигналам как штатных (СФКРЭ, СУЗ) систем контроля, так и нештатных измерительных каналов с внутризонными камерами деления;

измерение эффективности органов БАЗ на номинальном уровне мощности и в холодном состоянии реактора;

измерение подкритичности и эффекта обезвоживания контура СУЗ;

определение коэффициентов и эффектов реактивности;

измерение положения и динамики движения стержней СУЗ.

В 1994-1995 г. г. проведены испытания системы и выполнен комплекс рабочих измерений параметров реакторов на энергоблоках Курской АЭС в горячем и холодном состояниях. При останове на КПР 1-го энергоблока выполнены измерения и определены следующие параметры:

паровой коэффициент реактивности штатным и пассивным методами;

высотные распределения полей нейтронов в 36 каналах активной зоны на мощности 2000 МВт и в расхоложенном разотравленном состоянии;

подкритичность реактора и пространственные эффекты реактивности при останове энергоблока, через 3-е суток после останова и через 4 месяца после останова методом последовательного сброса стержней БАЗ и РР после выхода на минимальный критический уровень мощности;

эффект изменения подкритичности при обезвоживании контура охлаждения СУЗ;

динамика выхода в критсостояние по сигналам измерительных каналов "Мираж" временной СУЗ.

Полученные экспериментальные данные могут быть использованы для верификации программ расчета и моделирования реактора.

Опыт эксплуатации системы показал, что универсальность и гибкость аппаратного и программного обеспечения системы позволяют легко адаптировать ее к разнообразным экспериментам на АЭС. В настоящее время система дополняется новыми средствами измерения и обработки, которые превратят ее в единый базовый инструментарий отдела ядерной безопасности и надежности для проведения всего комплекса регламентных измерений.

МЕТОДИКА И ПРОГРАММА ДЛЯ КОРРЕКТНОГО УЧЕТА ВСПЛЕСКА ПОТОКА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ В ПОКАЗАНИЯХ ДКЭВ ТИПА КНИ-7 В ЗАДАЧЕ КОНТРОЛЯ ЭНЕРГОРАСПРЕДЕЛЕНИЯ РБМК-1000.

PROCEDURE AND PROGRAM FOR CORRECT ACCOUNTING OF THERMAL NEUTRON FLUX PEAK IN KNI-7 AXIAL DETECTOR SIGNALS AS A PART OF 3-D POWER DISTRIBUTION CALCULATION IN RBMK.

А.В. Филатов, Н.В. Щукин, С.Д. Романин (МИФИ).

A.V.Filatov, N.V.Schukin, S.D.Romanin (MEPhI).

This paper deals with the problems caused by thermal neutron flux peak in the connection place of RBMK fuel assembly sections. According to an update methodic of in-core measurements an axial detector of new generation is placed in the fuel assembly central tube. Central section of this axial detector "senses" increasing of the thermal neutron flux in the gap between the two halves of the fuel assembly. The procedure of correct using of the central section signal from the new axial sensors (KNI-7) is presented in this paper. This procedure is based on separation of two different components in the sensor signal. One component is responsible for local peak of thermal neutron flux in the region of the water gap only. Another one characterizes global axial thermal neutron flux. To solve this problem means to obtain information about 3-D space-energy distribution of neutron flux in the connection place of fuel assembly sections. Effective calculation procedure by special program module which was designed as part of ***GETERA*** code is described. On the base of the information about 3-D space-energy neutron field distribution following coefficients were determined: correction coefficient for the central section signal of the KNI-7 detector; coefficient characterizing increasing of local power density on the fuel rod ends, near the water gap. The application technique for using the received results in computer codes like ***KRATER, VETER, TROYKA*** was developed

RU9604439

В системе матобеспечения ядерного реактора важным звеном является восстановление трехмерного распределения поля энерговыделения в объеме активной зоны реактора. Для энергетического реактора больших размеров, каким является РБМК-1000, применяются комплексные расчетно-экспериментальные методики, реализованные в таких программах, как ***КРАТЕР, STEPAN, ТРОЙКА, POLARIS*** и др.

Существующая система физического контроля распределения энерговыделения РБМК-1000 содержит датчики двух типов: детекторы радиального контроля - ДКЭР и детекторы высотного контроля - ДКЭВ. Показания детекторов являются интегральными величинами, зависящими от конструктивных особенностей составных частей и активной зоны в целом. В частности, топливная сборка РБМК-1000 высотой 7 м состоит из двух

одинаковых ТВС, закрепленных на одной оси. В центральной части такой сборки между двумя ТВС имеется водяной зазор, в области которого наблюдается всплеск потока тепловых и падение потока быстрых нейтронов.

Разработанная и внедряемая современная методика внутриреакторных измерений предусматривает размещение ДКЭВ нового поколения (типа КНИ-7) в центральной трубе самого топливного канала, что позволяет, во-первых, перейти к измерению нейтронного спектра непосредственно внутри ТВС, во-вторых, освободить 12 дополнительных каналов для органов СУЗ.

Однако, центральная секция ДКЭВ КНИ-7 достаточно сильно "чувствует" всплеск тепловых нейтронов в зазоре. Показание этой секции датчика заметно отличается от показаний остальных секций, что искажает восстановленное расчетно-экспериментальным методом аксиальное распределение энерговыделения. Отбрасывание этих показаний существенно понижает точность контроля, так как теряется 15% ценной информации в условиях и без того недостаточно детального контроля аксиального распределения энерговыделения.

В рамках представленной работы предложена методика корректного учета показаний центральной секции ДКЭВ КНИ-7 путем выделения в измеряемом сигнале составляющей, обусловленной только всплеском потока тепловых нейтронов, и составляющей, характеризующей глобальное аксиальное нейтронное поле.

Для этого необходима информация о детальном трехмерном пространственно-энергетическом распределении (ПЭР) плотности потока нейтронов в месте соединения топливных сборок в РБМК-1000, рассчитанном в достаточно высоком приближении уравнения переноса нейтронов.

Достижение поставленной цели подразумевает использование программных средств с реализованной реальной или (r, z)-геометрией. В настоящей работе предлагается приближенная методика решения этой задачи с помощью одномерной полиячеечной программы ***GETERA***, которая чаще используется для подготовки групповых констант ячейки или полиячейки ядерного реактора.

Предлагаемая процедура расчета условно разбивается на два этапа. На первом этапе готовятся макроконстанты полиячейки с учетом радиальной гетерогенности решетки РБМК и определяются радиальные профили нейтронного поля на нескольких уровнях по высоте топливного канала в той его части, которая содержит водяной зазор. На втором этапе, с использованием подготовленных макроконстант определяется некоторое среднее аксиальное распределение нейтронного поля. Сочетание результатов первого и второго этапов расчета и дает трехмерное ПЭР плотности потока нейтронов в приближении условного разделения переменных.

Такой подход влечет за собой некоторые технические трудности, для преодоления которых в рамках комплекса ***GETERA*** была создана дополнительная программа ***ZAZOR***, управляющая ходом расчета и обеспечивающая обмен и

пересылку информации на разных его стадиях.

На основе рассчитанного ПЭР нейтронного поля в месте соединения топливных сборок определены следующие величины:

1) коэффициент коррекции тока центральной секции ДКЭВ КНИ-7;

2) коэффициент увеличения линейной нагрузки на торце твэла вблизи водяного зазора.

Рассчитаны зависимости этих коэффициентов от таких характеристик, как обогащение и энерговыработка топлива, плотность теплоносителя и некоторых других факторов.

Разработана методика использования полученных коэффициентов в программах объемного восстановления энергораспределения в реакторах РБМК-1000 (***КРАТЕР, ВЕТЕР, ТРОЙКА***).

DEVELOPMENT OF THE BRANCH SYSTEM CONTROLED SAFETY OF REACTORS RBMK

VASEKIN V.N., VESELOV V.P.
VNIIAES

RU9604440

РАЗРАБОТКА ОТРАСЛЕВРОЙ СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ БЕЗОПАСНОСТИ РЕАКТОРОВ РБМК

ВАСЕКИН В.Н., ВЕСЕЛОВ В.П.
ВНИИАЭС

Principls and organization structure of the Branch System Controled Safety of reactors RBMK are discussed, Development of System is based on the conception of safety barriers. It concerns the structure of the System data base too.

Основой для построения Отраслевой Систены Контроля Безопасности (ОСКБ) эксплуатации РУ РБМК являются:

- концепция безопасности, основанная на требовании сохранения целостности барьеров безопасности;
- достаточность и надежность контроля критических параметров, характеризующих целостность барьеров безопасности;
- база эксплуатационных данных как информационная основа Отраслевой Систены Контроля Безопасности.

Одним из основных принципов безопасности является принцип защиты в глубину, важнейшим требованием которого является организация физических барьеров безопасности и обеспечение сохранения их целостности в процессе эксплуатации. Главным критерием безопасной эксплуатации является степень удержания продуктов деления в герметичном объеме Реакторной Установки (РУ) как при нормальной эксплуатации, так и в аварийных режимах.

На пути распространения продуктов деления в РУ РБМК имеется ряд физических барьеров, которые можно считать барьерами безопасности.

Первый барьер безопасности - топливная матрица должна сохранять механическую целостность в течение всего времени пребывания топлива в активной зоне реактора.

Топливная матрица, как барьер безопасности, характеризуется температурой плавления, критической температурой топлива, выгоранием топлива.

Достижение топливом температуры плавления означает полное разрушение первого барьера безопасности и приводит к разрушению оболочки твэла, который является вторым барьером безопасности.

Второй барьер безопасности - оболочка твэла должна обеспечивать герметичность топлива на протяжении всего времени эксплуатации в условиях длительного облучения и полностью исключать проникновение продуктов деления в теплоноситель. Основным критическим параметром, характеризующим оболочку твэла как барьер безопасности, является температура оболочки. Как второй барьер безопасности, кроме температуры, оболочка твэла характеризуется также давлением газа под оболочкой и накопленной термоциклической усталостью.

Третий барьер безопасности - герметичная систена КМПЦ, которая включает топливные каналы активной зоны, пароводяные коммуникации, барабан-сепараторы, опускные трубопроводы, всасыва-

ющие коллекторы, главные циркуляционные насосы, напорные коллекторы ГЦН, раздаточные коллекторы, запорно-регулирующие клапаны, трубопроводы водяных коммуникаций.

Большинство параметров, характеризующих целостность барьеров безопасности, не могут быть измерены непосредственно. Их контроль осуществляется на основе измерений величин, их определяющих, и расчетных моделей, позволяющих проводить численные оценки критических параметров.

Критические параметры являются функционалами распределения в активной зоне мощности энерговыделения, плотности потока нейтронов и параметров пароводяной смеси, характеризующих эффективность отвода тепла с тепловыделяющих элементов, технологических каналов и элементов конструкции активной зоны. Указанные величины контролируются на основе их непосредственного измерения в отдельных точках активной зоны и расчетных методик, позволяющих интерполировать результаты измерений на весь объем активной зоны.

Для гарантированного обеспечения непревышения предельно допустимых значений критических параметров барьеров безопасности в переходных и аварийных режимах необходимо контролировать нейтронно-физические и теплофизические параметры, характеризующие поведение энерговыделения и эффективность отвода тепла при нарушении нормальных условий эксплуатации реакторной установки. Такой контроль осуществляется на основе штатных и специальных физических экспериментов и расчетных моделей, позволяющих получать надежные оценки параметров, определяющих поведение энерговыделения и эффективность отвода тепла в нештатных режимах.

Информационной основой для функционирования Отраслевой Системы Контроля Безопасности является база эксплуатационных данных.

Первый информационный уровень базы эксплуатационных данных содержит данные относительно критических параметров, характеризующих барьеры безопасности.

Источником информации первого информационного уровня являются: проектная документация, ТОВ РУ, документация, регламентирующая эксплуатацию энергоблоков, физические расчеты и эксперименты, выполненные по штатным методикам и с привлечением дополнительных расчетных моделей и экспериментальных методов.

Второй информационный уровень базы эксплуатационных данных содержит данные о распределении в активной зоне потока нейтронов, повреждающего потока нейтронов с энергией нейтронов выше 0,5 Мэв, мощности энерговыделения и энерговыработки, параметры, характеризующие эффективность съема тепла с топливных элементов, элементов технологических каналов и элементов конструкции активной зоны.

Источником информации второго информационного уровня является система централизованного контроля (СЦК), результаты нейтронно-физических и теплофизических расчетов, выполненных по штатным методикам и с использованием дополнительных расчетных моделей.

Третий информационный уровень содержит информацию относительно:

- параметров, определяющих поведение мощности энерговыделения в условиях нормальной эксплуатации, в переходных и аварийных режимах;
- параметров пароводяной смеси, определяющих условия теплосъема с тепловыделяющих элементов и отвода тепла из активной зоны;
- параметров, характеризующих процесс непрерывных перегрузок

топлива с точки зрения эффективности топливоиспользования и обеспечения безопасности эксплуатации.

Источником информации для третьего информационного уровня являются проектная документация, ТОВ РУ, Паспорт РУ, результаты нейтронно-физических и теплофизических экспериментов и расчетов.

Коэффициенты реактивности, информация о которых содержится в третьем информационном уровне, характеризуют внутреннюю обусловленность безопасности эксплуатации РУ энергоблока. Анализ указанной информации позволяет проводить оценку качества эксплуатации РУ действующих энергоблоков с точки зрения обеспечения уровня внутренней самозащищенности активной зоны.

Четвертый информационный уровень содержит результаты расчетов и результаты экспериментов, выполненных с целью оценки нейтронно-физических характеристик активной зоны и параметров пароводяной смеси в условиях нормальной эксплуатации и в условиях переходных и аварийных режимов.

В базе данных четвертого информационного уровня содержится также информация о расчетных программах и экспериментальных методиках, используемых для определения физических параметров активной зоны.

Источником информации являются результаты штатных и дополнительных расчетов и экспериментов, выполняемых в процессе эксплуатации.

Пятый информационный уровень содержит информацию о текущем состоянии активной зоны по данным системы централизованного контроля. База данных содержит также информацию о характеристиках конструкционных элементов активной зоны.

Источником информации для пятого информационного уровня является система централизованного контроля (СЦК) и проектно-техническая документация.

Информация пятого уровня является первичной для проведения нейтронно-физических и теплофизических расчетов и анализа состояния активной зоны и оценки уровня безопасности эксплуатации.

База данных содержит информацию по всем действующим энергоблокам РБМК, необходимую для проведения сравнительного анализа уровня безопасности и надежности эксплуатации энергоблоков с точки зрения сохранения целостности барьеров безопасности.

Кроме текущих значений параметров барьеров безопасности база данных содержит архив параметров за интервал времени достаточный для корректного анализа характера изменения параметров барьеров безопасности, получения надежных оценок интегральных величин, характеризующих состояние барьеров безопасности, их остаточного ресурса и проведения расчетных оценок для прогноза изменения параметров в условиях нормальной эксплуатации и в аварийных режимах.

Результаты анализа временной эволюции параметров и интегральных величин, характеризующих барьеры безопасности, используются для выработки рекомендаций по изменению режима эксплуатации, планирования и проведения технических и организационных мероприятий, направленных на повышения безопасности и надежности эксплуатации РУ.

ANALYSIS OF THE POWER MONITORING SYSTEM ACCURACY AND REFUELING STRATEGY ON FUEL ASSEMBLE DAMAGE IN RBMK-1000

Shmonin Yu.V.,Lysov D.A. (VNIIAES)
Ivanov V.I. (Leningrad NPP)

АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ ТОЧНОСТИ СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ И ВЫБОРА СТРАТЕГИИ ПЕРЕГРУЗКИ НА ВЫХОД ТВС ПО НЕГЕРМЕТИЧНОСТИ В РБМК-1000

Шмонин Ю.В., Лысов Д.А. (ВНИИАЭС)
Иванов В.И. (Ленинградская АЭС)

RU9604441

Abstract

The probability model of fuel assembly damage is applied for analysis of fuel economy for some refueling strategies in RBMK-1000.

Adequacy of such approach is approved by real data from Leningrad NPP.

При эксплуатации реакторов РБМК-1000 возможна разгерметизация ТВЭЛов в тепловыделяющих сборках (ТВС). ТВС с негерметичными ТВЭЛами необходимо выгружать, т.к. в противном случае из-за выхода из под оболочек различных фракций продуктов деления в контуре охлаждения реактора активность радионуклидов будет выше допустимых значений. Надежность работы ТВС характеризуется потоком отказов, т. е. количеством ТВС которое нужно выгрузить из активной зоны реактора за единицу времени по причине потери герметичности ТВС. В настоящее время потоки отказов для различных энергоблоков с РБМК-1000 отличаются и могут достигать величин от 0.01 - 0.1 1/эфф.сутки. Установить истинную причину выхода ТВС по негерметичности является довольно сложно. На надежность работы ТВС оказывают влияние различные факторы, связанные с тепловой мощностью выделяемой в ТВС, тепловой линейной нагрузкой выделяемой в ТВЭЛах, водохимическим режимом эксплуатации (и возможностью возникновения различных отложений на оболочке ТВЭЛа), термоциклическими нагрузками на ТВС и т.д.

В данной работе при долгосрочном моделировании работы РБМК-1000 рассматривается сценарий выхода ТВС по негерметичности с использованием подхода, предложенного Я.В.Шевелевым. Данный подход предполагает, что если мощность ТВС достигает или превышает заранее известную величину мощности Wразг, то данная ТВС теряет герметичность. Исходя из этого вероятность повреждения топливной сборки можно приближенно выразить интегралом от Гауссовской функции распределения

$$P(W_i) = \int_{z_i}^{\infty} \exp(-t^2/2)/\sqrt{2\pi}\,dt \,, \qquad (1)$$

где $Z_i = (1 - W_i/W_{разг})/б$; W_i - мощность, выделяемая в i-ой ТВС; $W_{разг}$ - мощность при которой возникает разгерметизация ТВС; б - точность, включающая точность системы контроля и точность знания величины мощности при которой возникает разгерметизация ТВС. Так как вероятность $P(W_i)$ - малая величина, то для ее расчета можно воспользоваться асимптотической формулой.

$$P(Z_i) = \exp(-z^2/2)/(\sqrt{2\pi}\ (\sqrt{1+z^2/4}+z/2))\ ;\quad (2)$$

Для моделирования работы реактора РБМК-1000 была выбрана программа ОПЕРА, разработанная во ВНИИАЭС и используемая на Ленинградской АЭС для текущего планирования перегрузок ядерного топлива. В программу ОПЕРА, в которой на каждом временном шаге после перегрузки ТВС производится выравнивание энергораспределения стержнями СУЗ, был добавлен блок рассчитывающий вероятность повреждения ТВС после каждой перегрузки. Зная это можно рассчитать ущерб от повреждения ТВС на каждом временном шаге в пересчете на количество свежих ТВС:

$$U(t_j) = \sum_{i=1}^{N} C_i * P(Z_i), \qquad (3)$$

где $C_i = C_o * (1 - E_i/E_{прод})^2$, N-число ТВС; C_o- стоимость "свежей" ТВС; C_i- стоимость ТВС с выгоранием E_i; $E_{прод}$-предельное выгорание ТВС.

Ущерб от повреждения за время T будет вычисляться:

$$U = \sum_{i}^{T} U(t_i)\cdot \qquad (4)$$

По данной модели были проведены расчеты для 3-го блока Ленинградской АЭС (начиная с загрузки 11.01.93 г.) и 4-го за 16.04.93 г. В качестве исходных данных программы задавались:

- время работы - 1 год;
- $W_{разг}$ - 5.6 МВт, $E_{прод}$ - 2250 МВт*сут/ТВС.

В расчетах варьировался параметр точности б, изменяемый в пределах от 10 до 20%. Кроме того расчеты проводились для различных двумерных профилей энергораспределения, форма которых поддерживалась программой планирования перегрузок в процессе всего временного промежутка работы реактора. Профили задаваемых полей приведены в таблице 1 и представляли собой плато в центре реактора с постепенным спадом на периферии.

Таблица 1

N профиля	Расстояние от центра в шагах ячеек								
	0	16	18	20	21	22	23	24	25
1	1.05	1.05	1.05	1.05	1.05	0.95	0.87	0.53	0.19
2	1.10	1.10	1.10	1.06	0.95	0.78	0.62	0.45	0.27
3	1.15	1.15	1.14	0.97	0.85	0.70	0.56	0.39	0.22

Результаты расчетов приведены в таблице 2.

Таблица 2

	ЛАЭС-3			ЛАЭС-4		
δ%	U1(шт)	U2(шт)	U3(шт)	U1(шт)	U2(шт)	U3(шт)
10	0.0026	0.0108	0.1542	0.0016	0.0052	0.0759
11	0.0341	0.1071	0.9525	0.0022	0.0582	0.5300
12	0.2517	0.6442	3.9791	0.1670	0.3831	2.4342
13	1.2350	2.9678	12.529	0.8568	1.7286	8.2418
14	4.4786	8.6356	31.947	3.2344	5.8867	22.264
15	12.920	22.541	69.368	9.6863	16.176	50.634
16	31.243	50.250	132.95	24.223	37.657	100.83
17	65.799	98.954	230.94	52.524	76.887	180.84
18	124.07	176.51	370.75	101.64	141.43	298.33

Ущерб от повреждений U1,U2, U3 вычислялся соответственно для профилей радиального поля 1,2,3 (таб.1) в свежих ТВС. Как видно из таблицы ущерб от повреждений зависит от крутизны поддерживаемого радиального распределения, чем "круче" поле тем ущерб выше. Хотя с другой стороны, вариантные расчеты по программе ОПЕРА показывают, что без учета ущерба, при одной и той же стратегии перегрузки расход свежего топлива на подпитку зависит от формы поля. Переход с поля N1 к N2 и с N2 к N3 приводит к экономии - 4 ТВС/год за счет уменьшения утечки нейтронов и соответственно изменения их баланса на периферии активной зоны.

Кроме того в расчетах ущерба от повреждений варьировалась точность δ от 10 до 18%. По результатам приведенным в таб.2 видно, что повышение точности контроля на 1-2 % уменьшает ущерб от повреждения в несколько раз.

В 1993 г. на 3-ем и 4-ом блоках ЛАЭС сотрудниками ВНИИАЭС была проведена расчетная градуировка радиальных датчиков. По данным ЛАЭС поток отказов по негерметичности в этом году на 3 -ем и 4-ом блоках был значительно снижен.

МОДЕЛИРОВАНИЕ СТАЦИОНАРНЫХ И НЕСТАЦИОНАРНЫХ ПРОЦЕССОВ В ЯЭУ

METHODS FOR MODELLING OF STATIONARY AND NON-STATIONARY PROCESSES IN NUCLEAR REACTORS

Секционное заседание 3
5 сентября, 14.30 – 17.00

Session 3
September 5, 14.30 – 17.00

SOME PROBLEMS OF REACTOR CELL HOMOGENIZATION THEORY

B.D.ABRAMOV
State Scientific Center Institut of Physics and Power Engineering,
Obninsk, Russia.

RU9604442

МЕТОДИЧЕСКИЕ ВОПРОСЫ ГОМОГЕНИЗАЦИИ ЯЧЕЕК РЕАКТОРОВ

Б.Д.Абрамов, ГНЦ ФЭИ, Обнинск, Россия.

Abstract

Some theoretical problems of the reactivity preservation nonlinear homogenization method, the reaction rate preservation method and the full balanced method are discussed.

В последние годы возрос интерес к нелинейным методам гомогенизации ячеек ядерных реакторов, нацеленным на строгое сохранение тех или иных реакторных функционалов при переходе от исходной (точной) математической модели реактора с гетерогенными зонами (ячейками) к приближенной модели с гомогенизированными зонами.

Таковыми являются, например, так называемые RP-методы (reactivity preservation), восходящие к работам Г.И.Марчука, В.В.Смелова, С.Б.Шихова и А.И.Новожилова, и др. [1], и нашедшие новое звучание, скажем, в работах J.I.Rowlands, T.Takeda, и др.[2,3]. Они нацелены на сохранение $\kappa_{эф}$ и его малых вариаций при переходе от исходного условно критического уравнения реактора

$$M\Psi = F\Psi / \kappa_{эф} \qquad (1)$$

с гетерогенными ячейками к приближенному уравнению

$$\tilde{M}\tilde{\Psi} = \tilde{F}\tilde{\Psi} / \tilde{\kappa}_{эф} \qquad (2)$$

с такими эффективными гомогенными зонами, что

$$(\tilde{\psi}^*, M\psi) = (\tilde{M}^*\tilde{\psi}^*, \psi), \quad (\psi^*, F\psi) = (\tilde{F}^*\tilde{\psi}^*, \psi), \qquad (3)$$

и, стало быть, что $\tilde{\kappa}_{эф} = \kappa_{эф}$, где

$$\tilde{M}^*\tilde{\psi}^* = \tilde{F}^*\tilde{\psi}^* / \tilde{\kappa}_{эф} \qquad (4)$$

– сопряженное к (2) уравнение с нелинейным образом зависящими от $\tilde{\psi}^*$ коэффициентами (в зоне r и группе i) типа

$$\Sigma_n^i = (\tilde{\psi}^*\theta_n^i, \Sigma\psi)/(\tilde{\psi}^*\theta_n^i, \psi), \ldots, \qquad (5)$$

и использованы обозначения работы [4], в соответствии с которыми (1),(2) – кинетические уравнения. Возможны, однако, разновидности такого подхода, когда (1) и (или) (2) – диффузионные либо какие-нибудь иные аппроксимации уравнения переноса [1–3].

Условие сохранения скоростей реакций по зонам и группам при переходе от модели (1) к модели (2) приводит, в свою очередь, к другому классу нелинейных методов гомогенизации: так называемым RRP – методам (reaction rate preservation), развиваемым, в частности, в работах A.Kavenoky [2], T.Takeda [3], R.A.Bonalumi [5], и др. Правильные значения $\kappa_{эф}$, скоростей реакций и перетечек нейтронов между зонами здесь достигаются переходом к нелинейному уравнению (2) (кинетическому, диффузионному, и т.п.) с коэффициентами типа

$$\Sigma_n^i = (g\theta_n^i, \Sigma\psi)/(g\theta_n^i, \tilde{\psi}), \ldots, \qquad (6)$$

зависящими от неизвестного заранее решения $\tilde{\psi}$ задачи.

Наконец, дополнение предыдущих требований условием сохранения функционалов типа интегральных потоков приводит к так называемым полностью сбалансированным методам (FB – методам, full balanced), развиваемым автором [6,7]. В этих методах усреднение сечений производится по формулам традиционного типа

$$\Sigma_n^i = (g\theta_n^i, \Sigma\psi)/(g\theta_n^i, \psi), \ldots, \qquad (7)$$

а искомые значения $K_{\ni\varphi}$ скоростей реакций, интегральных потоков и поверхностных токов по зонам и группам достигаются либо введением в (2) дополнительных параметров путем модификации индикатрисы рассеяния (в кинетической модели уравнения (2)), либо специальным подбором коэффициентов диффузии (в диффузионной модели уравнения (2)).

Таким образом, имеется достаточно много различных методов гомогенизации ячеек со строгим сохранением актуальных функционалов, причем , как это продемонстрировано, в частности, T.Takeda and N. Uto [3], методов в ряде случаев весьма эффективных. К сожалению, теоретически эти методы разработаны слабо и многие важные вопросы математического обоснования их остаются, по-видидимому, открытыми (см., однако,[4], где установлены достаточные условия разрешимости соответствующих нелинейных уравнений методов RT и RRT для кинетических моделей уравнений (1),(2)). Некоторые из подобных вопросов и обсуждаются в предлагаемом докладе.

ЛИТЕРАТУРА

1. Марчук Г.И. Методы расчета ядерных реакторов. М.:Госатомиздат, 1961.
2. Homogenization Methods in Reactor Physics. Proceedings of a Specialists Meeting in Lugano, Switzerland, 13-15 November,1978, IAEA-TEXDOC-231, Vienna, 1990.
3. Methods for Reactor Physics Calculation for Control Rods in Fast Reactors. Proceedings of a Specialists Meeting in Winfrith, United Kingdom, 6-8 December, 1988, IWGER/69, 1990.
4. Абрамов Б.Д. О некоторых моделях многогруппового приближения в теории реакторов//Ж. вычисл. матем. и матем. физ. 1994,Т.34,N 2, С.214-233.
5. Bonalumi R.A. Rigorous Homogenized Diffusion Theory Parametrs for Neutrons//Nucl.sci.Eng.V.77, N 2, February 1981, P. 219.
6. Абрамов Б.Д. Полностью сбалансированный многогрупповой метод// ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1992, вып. 4, с. 3-8.
7. Абрамов Б.Д. Алгоритмы перехода от многогруппового P_I- приближения к малогрупповому диффузионному//ВАНТ. Сер. Математическое моделирование физических процессов, 1992, вып. 1, с. 50-52.

ADAPTATION OF FCP-METHOD FOR CHANNEL THEORY OF SHIELDING ANALYSIS.

V. A. GRABEZHNOI
State Scientific Center Institut of Physics and Power Engeneering
Obninsk, Russia

RU9604443

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА ВПС В КАНАЛЬНОЙ ТЕОРИИ РАСЧЕТА ЗАЩИТЫ ОТ ИЗЛУЧЕНИЯ.

В. А. Грабежной, ГНЦ ФЭИ, Обнинск, Россия.

Abstract

The cod PROZA is reported for the calculation of sielding analusis using FCP-method. The solution of transport equition by FCP-method in R-Z geometry is added with calculation of the importans function and the contributon current.

В методах и программах нейтронно-физического расчета ядерных реакторов и защиты решение уравнения переноса и расчет нейтронного потока обычно дополняются решением сопряженной задачи с расчетом функции ценности, что позволяет пользоваться далее математическим аппаратом теории возмущений.

В последние годы активно разрабатывается т. н. канальная теория расчета защиты от излучения, также требующая решения сопряженной задачи и расчета функции ценности. Методами канальной теории рассчитываются токи контрибутонов в радиационной защите, позволяющие определить каналы прохождения излучения к заданным датчикам и, таким образом, локализовать пути прохождения излучения в защите [2]

В качестве инженерной программы для расчета защиты реакторов в ФЭИ написана программа PROZA (PROBABILITY, R-Z), которая производит расчет нейтронных или γ- полей в конечном цилиндрическом блоке с азимутальной симметрией, в R-Z геометрии методом ВПС и, в принципе, должна обеспечивать получение корректного результата при любом реальном составе физических зон (в том числе при наличии в системе сильных поглотителей и пустот). Здесь предлагается расширение возможностей применения метода ВПС и программы PROZA в указанном выше аспекте.

Интегральное уравнение переноса аппроксимируется системой

линейных уравнений метода ВПС:

$$V_k \sigma^g_{tk} \Phi^g_k = \sum_i V_i P^g_{ik} \left[\sum_{g'} \sigma^{g' \to g}_{si} \Phi^{g'}_i + Q^g_i \right] \qquad (1)$$

Здесь

V_k объем k-го кольцевого слоя; σ^g_t , $\sigma^{g' \to g}_s$ сечения взаимодействия нейтронов с веществом полное и рассеяния с замедлением в энергетической группе g , в слое i , Φ^g_i нейтронный поток в слое i группы g ; Q^g_i заданный источник излучения группы g , слоя i ; P^g_{ik} вероятность нейтрону группы g, рожденному в слое i претерпеть следующее столкновение в слое k.

Система линейных уравнений для функции ценности Φ^+ метода ВПС не сопряжена (I) в отличие от аппроксимаций интегродифференциального уравнения переноса из-за неперестановочности операторов столкновений и замедления, она имеет следующий вид:

$$\Phi^{+g}_k = \sum_i V_i P^g_{ki} \left[\sum_{g'} \sigma^{g \to g'}_{si} / \sigma^g_{ti} \Phi^{+g'}_i + Q^{+g}_i \right] \qquad (2)$$

Функции Φ и Φ^+ используются в так называемой канальной теории расчета защиты от излучения, см. [2]. Здесь при вычислении токов контрибутонов через некоторую поверхность надо учитывать только те частицы, которые сами или их потомки дают вклад в показания датчиков (с заданным спектром). В интегральной формулировке в терминах метода ВПС эти токи T^g_{Sn} через кольцевую поверхность S_n группы g в программе вычисляются через следующее выражение:

$$T^g_{Sn} = \sum_m P^g_{mSn} V_m \left(\sum_{g'} \sigma^{g' \to g}_{sm} \Phi^{g'}_m + Q^g_m \right) \sum_k P^g_{Snk} \left(\sum_{g'} \sigma^{g \to g'}_{sk} / \sigma^g_{tk} \Phi^{+g'} + Q^{+g}_k \right) \Delta_{mnk} \quad (3)$$

здесь P^g_{mSn} вероятность нейтрону группы g из кольцевого объема m достичь кольцевой поверхности S_n ; P^g_{Snk} – вероятность нейтрону, пересекшему поверхность S_n достичь объема k;

$$\Delta_{mnk} = \begin{cases} 0, \text{если } V_m, S_n, V_k \text{ не лежат последовательно на одном луче} \\ 1, \text{если } V_m, S_n, V_k \text{ лежат последовательно на одном луче} \end{cases}$$

Надо признать, что численная реализация формулы (3) в программе PROZA содержит некоторые неконтролируемые приближения. Вместе с тем она позволяет вести расчеты в сложных гетерогенных средах.

В качестве примера приведем расчет защиты сборки ВВР–С.

1980-1984 годах в Институте ядерных исследований в Чехословакии был выполнен ряд экспериментальных работ по тематике, относящейся к проблеме усовершенствования радиационной защиты реакторов на быстрых нейтронах интегрального типа [3].

Расчет программы PROZA показал хорошие результаты в сравнении с экспериментом и расчетами по программам DOT-3, РАДУГА и ММКФК, реализующими, соответственно методы дискретных ординат, DS_n-метод и метод Монте-Карло.

С точки зрения расчета защиты наиболее интересны точки измерения в полости за железным макетом. Здесь в наибольшей степени проявились эффекты двумерности расчетной схемы. Для проверки расчета по формуле (3) можно сравнить расчетные потоки в полном блоке и в блоке радиуса 50 см, без бетонной оболочки. Далее эти величины сравнивались с оцененной по канальной теории частью излучения, проходящей к датчикам в полости через слои радиуса больше 50 см.

Прямой расчет нейтронного потока по программе PROZA на основе формулы (1) показал, что 54% излучения проходит в полость за железным макетом через бетонный экран. Расчет по канальной теории на основе формулы (3) оценивает эту величину в 43%.

Список использованных источников.

1. Грабежной В. А., Усанов В. И. Применение метода ВПС к расчету защиты от нейтронного излучения. Программа PROZA. Препринт ФЭИ-2270. Обнинск 1992.
2. Williams M. L., Engle Jr W W The Concept of Spatial Channel Theory Applied to Reactor Shielding Analysis. NSE 62, pp 92-104 (1977)
3. Колеватов Ю. И., Николаев А. М., Трыков Л. А. (СССР), Буриан И., Отопал П., Марек М., Янский Б., Тихий М., (ЧССР) Экспериментальные исследования прохождения нейтронов через цилиндрический макет железонатриевой защиты. Препринт ФЭИ-1233. Обнинск, 1982.

EFFECTIVE WAY TO TAKE INTO ACCOUNT THE NONDIAGONAL ELEMENTS OF THE DIFFUSION COEFFICIENT MATRIX IN THE SURFACE HARMONIC METHOD IN THE JAR CODE

V.F. Boyarinov, P.A. Fomichenko
Nuclear Safety Institute, RRC "Kurchatov Institute", Moscow

ЭФФЕКТИВНЫЙ УЧЕТ В ПРОГРАММЕ JAR НЕДИАГОНАЛЬНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ МАТРИЦЫ КОЭФФИЦИЕНТОВ ДИФФУЗИИ В МЕТОДЕ ПОВЕРХНОСТНЫХ ГАРМОНИК

В.Ф. Бояринов, П.А. Фомиченко
Институт Проблем Безопасности, РНЦ "Курчатовский институт"

Approximate way for taking into account the nondiagonal elements of the diffusion coefficient matrix $\hat{D}$ in the finite-difference equations of the Surface Harmonic Method is proposed. This way doesn't require the diagonalization of matrix $\hat{D}$ on the stage of cell calculations, because this account takes place on the stage of the finite-difference calculations. The proposed way, realized in JAR code, correlates well with iteration schemes used in this code and can be carried out both on the stage of external iterations and simultaneously with taking into account feedbacks. Test calculations for RBMK polycells showed that the proposed way gives almost exact results. Calculation error is negligibly small both for K_{ef} and for group neutron levels, even for the model cases with extremely large and practically unreal values of nondiagonal elements of matrix $\hat{D}$.

Двумерные конечно-разностные уравнения метода поверхностных гармоник (МПГ) в низшем приближении метода имеют вид

$$\frac{4}{MH_r^2}\sum_{i=1}^{M}\hat{Д}_{ik}\,(\vec{\Phi}_i-\vec{\Phi}_k)-\hat{\Sigma}^k_{as}\,\vec{\Phi}_k+\frac{1}{K_{эф}}\,\nu\hat{\Sigma}^k_f\,\vec{\Phi}_k=0 \qquad (1)$$

Матрица $\hat{Д}_{ik}$ имеет вид

$$\hat{Д}_{ik}=2\,\hat{D}_i\,(\hat{D}_i+\hat{D}_k)\,\hat{D}_i\,, \qquad (2)$$

RU9604444

где $\hat{D}_i$ - групповая матрица коэффициентов диффузии для i-ой ячейки.

Характерной особенностью МПГ является то, что $\hat{D}_i$ - полная матрица, т.е. имеет ненулевые недиагональные элементы. В настоящее время большинство реакторных программ, таких как JOSHUA, STEPAN, ПЕРМАК, БОКР, не приспособлены для использования полной матрицы $\hat{D}$. Поэтому в комплексе WIMS-SH, в котором рассчитывается матрица $\hat{D}$, реализовано два приближенных способа диагонализации матрицы $\hat{D}$. Погрешность этих способов диагонализации для тепловых реакторов может достигать 0.1 - 0.2% в $K_{эф}$. Кроме этого, эти способы диагонализации хорошо проверены только для двух энергетических групп.

В данной работе предлагается другой способ приближенного учета

недиагональных элементов матрицы $\hat{D}$, который не требует диагонализации матрицы $\hat{D}$ на уровне программы расчета ячейки. Этот учет происходит на уровне сеточной программы, в которой реализовано конечно-разностное уравнение типа (1). К тому же, этот учет хорошо вписывается в итерационные схемы, используемые в конкретных программах, и может проводиться как на уровне внешних итераций, так и одновременно с учетом обратных связей.

Суть предлагаемого способа заключается в следующем. Матрица $\hat{Д}_{ik}$ представляется в виде

$$\hat{Д}_{ik} = \hat{Д}^{(0)}_{ik} + \hat{Д}^{(1)}_{ik} , \qquad (3)$$

где

$$\hat{Д}^{(0)}_{ik} = 2\,\hat{D}^{д}_{i}\,(\,\hat{D}^{д}_{i} + \hat{D}^{д}_{k}\,)\,\hat{D}^{д}_{k} , \qquad (4)$$

$\hat{D}^{д}_{i}$ - диагональная часть матрицы $\hat{D}_{i}$.

В результате уравнение (1) можно записать в виде

$$\frac{4}{MH_r^2}\sum_{i=1}^{M}\hat{Д}^{(0)}_{ik}\,(\vec{\Phi}_i - \vec{\Phi}_k) - \hat{\Sigma}^{k}_{as}\,\vec{\Phi}_k + \vec{S}_k = 0, \qquad (5)$$

где

$$\vec{S}_k = \frac{1}{K_{эф.}}\,\nu\hat{\Sigma}^{k}_{f}\,\vec{\Phi}_k - \frac{4}{MH_r^2}\sum_{i=1}^{M}\hat{Д}^{(1)}_{ik}\,(\vec{\Phi}_i - \vec{\Phi}_k) \qquad (6)$$

После неслохных приближенных преобразований источник $\vec{S}_k$ представим в виде

$$\vec{S}_k = \frac{1}{K_{эф.}}\,\nu\hat{\Sigma}^{k}_{f}\,\vec{\Phi}_k + \frac{4}{MH_r^2}\sum_{i=1}^{M}\hat{\tilde{Д}}^{(1)}_{ik}\,(\vec{\Phi}_i - \vec{\Phi}_k) , \qquad (7)$$

где

$$\hat{\tilde{Д}}^{(1)} = 2\,\hat{D}^{нд}_{i}(\,\hat{D}^{нд}_{i} + \hat{D}^{нд}_{k})\,\hat{D}^{нд}_{k}, \qquad (8)$$

здесь $\hat{D}^{нд}_{i}$ - недиагональная часть матрицы $\hat{D}_{i}$.

Такой алгоритм учета недиагональных элементов матрицы $\hat{D}_{i}$ был реализован в программе JAR. Для проверки предложенного алгоритма были проведены расчеты трех полиячеек 3 × 3, на периферии которых расположены рабочие ячейки (РЯ) РБМК с 2% обогащением топлива. В центре первой полиячейки - ячейка с каналом СУЗ, в центре второй - ячейка со столбом воды в канале СУЗ (H_2O), в центре третьей - ячейка со свежим дополнительным поглотителем (ДП). Дополнительно рассчитана четвертая полиячейка, которая отличалась от первой только тем, что в качестве D_{ik} $(i \neq k)$ взяты экстремально большие и на практике не встречающиеся значения D^{*}_{ik}. Двухгрупповые эффективные сечения ИПГ ячеек представлены в таблице 1. Результаты расчетов приведены в таблице 2. В качестве эталонного взят расчет по программе SUHAM, в которой реализовано уравнение (1) с полной матрицей $\hat{D}$. Приведены $K_{эф}$, рассчитанные по программе SUHAM, и процентные отличия $K_{эф}$ и групповых уровней нейтронов F_g в ячейке, рассчитанных по программе JAR от соответствующих величин, рассчитанных по программе SUHAM.

Таблица 1. Двухгрупповые эффективные сечения МПГ ячеек

ячейка / сеч.	Раб. яч.	СУЗ	H_2O	ДП
Σ_{a1}	0.174627-02	0.356034-02	0.101659-02	0.275246-02
Σ_{a2}	0.346161-02	0.519721-02	0.149124-02	0.381835-02
$\nu\Sigma_{f1}$	0.151206-02	0.	0.	0.
$\nu\Sigma_{f2}$	0.490406-02	0.	0.	0.
$\Sigma_s^{1\to2}$	0.710489-02	0.506550-02	0.878959-02	0.640327-02
$\Sigma_s^{2\to1}$	0.265668-02	0.205188-04	0.270887-04	0.233364-04
D_1	1.246772	1.260162	1.244885	1.244882
D_2	0.863501	0.861792	0.861271	0.861465
D_{12}	-0.292647-02	-0.277859-02	-0.272562-02	-0.276578-02
D_{21}	-0.170656	-0.117884	-0.105946	-0.102954
D^*_{12}	-0.2	-0.1	—	—
D^*_{21}	-0.4	-0.2	—	—

Таблица 2. Результаты расчетов

номер п/яч.		1	2	3	4
прогр.	велич.				
SUHAM	$K_{эф.}$	1.11424	1.18912	1.13276	1.12511
JAR	$\delta K_{эф.}$,%	0.	0.	0.	-0.04
	δF_1,%	-0.02	-0.02	-0.02	0.24
	δF_2,%	-0.01	-0.02	-0.02	0.29

Видно, что предложенный и реализованный в программе JAR способ приближенного учета недиагональных элементов матрицы $\hat{D}$ в рассчитанных вариантах дает практически точные результаты. Даже в случае экстремально больших и на практике не встречающихся значений D^*_{ik}, ошибка расчета как $K_{эф}$, так и уровней нейтронов пренебрежимо мала.

RU9604445

INVESTIGATION OF THE VARIOUS WAYS OF THE ITARATION ORGANIZATION IN THE SURFACE HARMONIC METHOD, WHICH CONNECTED WITH THE DEPENDENCE OF THE CROSS SECTIONS FROM K_{ef}.

V.F. Boyarinov
Nuclear Safety Institute, RRC "Kurchatov Institute", Moscow

ИССЛЕДОВАНИЕ РАЗЛИЧНЫХ СПОСОБОВ ОРГАНИЗАЦИИ ИТЕРАЦИЙ В МЕТОДЕ ПОВЕРХНОСТНЫХ ГАРМОНИК, СВЯЗАННЫХ С ЗАВИСИМОСТЬЮ СЕЧЕНИЙ ОТ $K_{эф}$.

В.Ф. Бояринов
Институт Проблем Безопасности, РНЦ "Курчатовский институт", Москва

On the example of polycell RBMK calculations both various ways of over external iterations organization at the realization of the Surface Harmonic Method finite-difference equations and certain approximations used earlier at the adaptation of the effective cross sections to the finite-difference codes really applied were investigated. It was showed that the way based on using of "$\nu\Sigma_f$" reaction matrixes is the best in comparison with other ways if only on one of the next three criterions: calculation accuracy, quantity of over external iterations and using supplementary approximations at the adaptation of the effective cross sections to the finite-difference codes really used.

В методе поверхностных гармоник (МПГ) коэффициенты стационарных конечно-разностных уравнений $\hat{\Sigma}^k_{эф}$, $\hat{D}_k$ зависят от неизвестного значения $K_{эф}$ рассчитываемого объекта. В результате этого приходится вводить дополнительный слой итераций. Далее такие итерации будем называть сверхвнешними. Число сверхвнешних итераций зависит от того, насколько сильно искомое значение $K_{эф}$ отличается от $K^{(0)}_{эф}$ (обычно равного единице), и может достигать 5-7 итераций. Каждая такая итерация требует пересчета всех коэффициентов уравнений, что существенно увеличивает общее время расчета. Все исследования проводились на примере двухгрупповых двумерных конечно-разностных уравнений МПГ в низшем приближении метода, которые были записаны в виде

$$\frac{1}{a^2}\sum_{j=1}^{M}\hat{D}_{jk}(K^{(n-1)}_{эф.})(\vec{\Phi}^{(n)}_j-\vec{\Phi}^{(n)}_k)-\hat{\Sigma}^k_{as,эф}(K^{(n-1)}_{эф.})\vec{\Phi}^{(n)}_k+\frac{1}{\lambda^{(n)}}\nu\hat{\Sigma}^k_{f,эф}(K^{(n-1)}_{эф.})\vec{\Phi}^{(n)}_k=0\,, \qquad (1)$$

где

$$\begin{cases}\hat{\Sigma}^k_{as,эф}(K^{(n-1)}_{эф})=\hat{\Sigma}^k_{эф}(K^{(n-1)}_{эф})+\dfrac{1}{K^{(n-1)}_{эф}}\hat{R}^k_{\nu\Sigma_f}(K^{(n-1)}_{эф.})\\ \nu\Sigma^k_{f,эф}(K^{(n-1)}_{эф.})=\dfrac{1}{K^{(n-1)}_{эф}}\hat{R}^k_{\nu\Sigma_f}(K^{(n-1)}_{эф})\,,\end{cases} \qquad (2)$$

В предыдущих работах $\hat{R}^{k}_{\nu\Sigma_f}(K^{(n-1)}_{эф.})$ использовалась в виде

$$\hat{R}^{k}_{\nu\Sigma} = \begin{pmatrix} 0 & -(\hat{\Sigma}_{эф.})_{12} \\ 0 & 0 \end{pmatrix} \qquad (3)$$

При этом использовались следующие два достаточно близкие способы организации сверхвнешних итераций. Оба способа основаны на использовании традиционных сеточных программ типа JOSHUA, STEPAN, ПЕРМАК и др., в которых реализованы конечно-разностные уравнения традиционного метода гомогенизации(ТМГ). Задав на вход этих программ эффективные сечения, посчитанные для некоторого заданного значения $K^{(0)}_{эф}$, на выходе получаем некоторое собственное значение $\lambda^{(1)}$ и распределение групповых уровней нейтронов в ячейках. Далее в первом способе полагается $K^{(1)}_{эф} = K^{(0)}_{эф}\,\lambda^{(1)}$. Затем со значением $K^{(1)}_{эф}$ пересчитываются эффективные сечения. В данной работе эффективные сечения пересчитывались по комплексу WIMS-SH на каждой сверхвнешней итерации по $K_{эф}$. Далее на n-й итерации полагается

$$K^{(n)}_{эф} = K^{(0)}_{эф}\prod_{i=1}^{n}\lambda^{(i)} = K^{(n-1)}_{эф}\,\lambda^{(n)}, \text{ при этом } \lambda^{(n)}_{n\to\infty}\to 1. \qquad (4)$$

Во втором способе после расчета значения $\lambda^{(n)}$ с помощью матриц реакций $\hat{R}_x$ рассчитываются значения $K^{(n)}_{эф}$ по формуле (в отсутствии утечки из рассчитываемого объекта)

$$K^{(n)}_{эф} = \sum_{k'}^{K'}\sum_{g=1}^{G}[\hat{R}^{k'n}_{\nu\Sigma_f}\vec{\Phi}^{(n)}_{k'}]_g \Big/ \sum_{k}^{K}\sum_{g=1}^{G}[\hat{R}^{kn}_{a}\vec{\Phi}^{(n)}_{k}]_g, \qquad (5)$$

где в числителе суммирование по k' проводится только по рабочим ячейкам. В данной работе дополнительно использовался еще один (третий) способ организации итераций, в котором в качестве $\hat{R}^{k}_{\nu\Sigma}$ использовались матрицы реакции $\nu\Sigma_f$, рассчитываемые в комплексе программ WIMS-SH. $K^{(n)}_{эф}$ при этом определялось либо по формуле (4), либо по формуле (5), что в данном случае одно и то же как по числу сверхвнешних итераций, так и по конечному результату. Были проведены расчеты пяти полиячеек РБМК. Все полиячейки состояли из девяти ячеек (3×3), на периферии которых находились свежие рабочие ячейки РБМК с обогащением топлива 2%. В центре первой полиячейки находилась та же самая рабочая ячейка (соотвествует бесконечной однородной решетке), в центре второй полиячейки находилась ячейка с поглотителем СУЗ, в центре третьей полиячейки - ячейка с вытеснителем СУЗ, в центре четвертой - ячейка со столбом воды в канале СУЗ и в центре пятой - ячейка со свежим дополнительным поглотителем (ДП). Все полиячейки были рассчитаны по программе SUHAM в двух группах. В программе SUHAM реализованы конечно-разностные уравнения как ТМГ, так и ИПГ, причем с полными матрицами $\hat{D}_k$. На границе полиячеек задавались нулевые токи. Характеристики ячеек

рассчитывались по WIMS-SH. Все ячейки рассчитывались при рабочих температурах материалов в 20 энергетических группах. Так как некоторые реакторные программы не приспособлены для расчета с ненулевыми значениями сечения $\Sigma_s^{2\to1}$, то дополнительно были проверены некоторые применяющиеся приближенные способы эффективного учета ненулевого сечения $\Sigma_s^{2\to1}$ в сечении $\Sigma_s^{1\to2}$. В таблице приведены четыре следующих расчета $K_{эф}$. 1. Расчет ТМГ. 2. Расчет МПГ с первым способом организации итераций. 3. Расчет МПГ со вторым способом организации итераций. Во втором и третьем расчетах полагалось, что $\Sigma_s^{2\to1}=0$, $\nu\Sigma_{f1}=0$. 4. Расчет МПГ с третьим способом организации итераций и приближенным способом эффективного учета ненулевого сечения $\Sigma_s^{2\to1}$ в сечении $\Sigma_s^{1\to2}$ как для рабочих, так и для нерабочих ячеек. 5. Расчет МПГ с третьим способом организации итераций и *точным учетом ненулевого сечения* $\Sigma_s^{2\to1}$. *Во всех расчетах сверхвнешние* итерации начинались с $K_{эф.}=1$ и заканчивались по условию $|K_{эф}^{(n+1)}-K_{эф}^{(n)}|/K_{эф}^{(n)}<0.001$. Внешние итерации заканчивались по условиям $|\lambda_{(i)}^{(n)}-\lambda_{(i-1)}^{(n)}|/\lambda_{(i)}^{(n)}<0.0001$, $|\Phi_{kg}^{(n,i)}-\Phi_{k,g}^{(n,i-1)}|/\Phi_{k,g}^{(n,i)}<0.001$. Здесь "n" - номер сверхвнешней итерации, i - номер внешней итерации. Из результатов расчетов следует, что третий способ организации сверхвнешних итераций, основанный на использовании матриц реакции $\nu\Sigma_f$ является наилучшим, хотя бы по одному из следующих трех критериев: точности расчета, числу таких итераций, отсутствию дополнительных приближений при адаптации эффективных сечений МПГ к реально используемым сеточным программам.

Таблица. $K_{эф}$ полиячеек и число сверхвнешних итераций

номер полиячейки / номер расч.	1		2		3		4		5	
	$K_{эф.}$	N	$K_{эф.}$	N	$K_{эф.}$	N	$K_{эф.}$	N	$K_{эф.}$	N
1	1.26086	0	1.13398	0	1.24062	0	1.20017	0	1.14861	0
			(1.2)*)		(0.1)		(0.2)		(0.8)	
2	1.26066	4	1.12034	4	1.23822	4	1.19722	4	1.13952	4
3	1.26085	2	1.12073	2	1.23911	2	1.19830	2	1.14008	2
4	1.26085	2	1.11815	2	1.24159	2	1.19998	2	1.13870	2
			(-0.2)		(0.2)		(0.2)		(-0.1)	
5	1.26085	2	1.12061	2	1.23909	2	1.19817	2	1.13992	2

*) В скобках приведено процентное отличие от величины, рассчитанной по способу N 5. Эти цифры приведены только в том случае, если они по модулю не меньше 0.05.

RU9604446

TAKING INTO ACCOUNT THE ADJOINT FUNCTION IN THE SURFACE HARMONIC METHOD WITH THE VOLUME RESIDUAL.

V.F. Boyarinov, A.A. Kovalishin
Nuclear Safety Institute, RRC "Kurchatov Institute", Moscow

УЧЕТ СОПРЯЖЕННОЙ ФУНКЦИИ В МЕТОДЕ ПОВЕРХНОСТНЫХ ГАРМОНИК С ОБ'ЕМНОЙ НЕВЯЗКОЙ.

В.Ф. Бояринов, А.А. Ковалишин
Институт Проблем Безопасности, РНЦ "Курчатовский институт"

Importance of taking into account of the adjoint function space distribution in the Surface Harmonic Method (SHM) equations which are received as result of the minimization of the sum of surface and volume residuals was investigated. On the example of calculations of the five model assemblies of RBMK it was shown that taking into account of the adjoint function space distribution at the calculation of the matrix $\hat{\nu\Sigma}_f$ in SHM with the volume residual allow to refuse from the organization of the supplementary iteration layer conected with the dependence of the cell characteristics from K_{ef} of the calculation object.

Обычно в методе поверхностных гармоник (МПГ) используются пробные функции, являющиеся решениями уравнения переноса нейтронов во внутренних точках ячейки (кассеты) и удовлетворяющие некоторым граничным условиям. При этом конечно-разностные уравнения получаются из минимизации поверхностной невязки. Коэффициенты этих уравнений оказываются зависящими от неизвестного $K_{эф}$ реактора. В результате приходится организовывать дополнительный слой итераций (сверхвнешние итерации). В работе [1] предложен способ получения стационарных конечно-разностных уравнений метода поверхностных гармоник (МПГ), когда в качестве пробных функций берутся решения уравнения переноса нейтронов в ячейке (кассете) не с реальным и заранее неизвестным $K_{эф}$ реактора, а соответствующие решения с $K_{эф}=1$. При этом,кроме поверхностной, возникает и об'емная невязка. Конечно-разностные уравнения получаются из минимизации суммарной невязки, а коэффициенты уравнений становятся независящими от $K_{эф}$. Все исследования проводились при использовании двумерного конечно-разностного уравнения с тремя пробными функциями, которое можно записать в виде

$$\frac{4}{MH_r^2}\sum_{i=1}^{M}\hat{D}_{ik}\,(\vec{\Phi}_i-\vec{\Phi}_k)-\hat{\Sigma}^k_{as}\,\vec{\Phi}_k+\frac{1}{K_{эф.}}\,\hat{\nu\Sigma}^k_f\,\hat{\Phi}_k=0, \qquad (1)$$

где

$$\hat{\nu\Sigma}^k_f=2\left[\hat{E}-\frac{1}{M}\sum_{i=1}^{M}(\hat{\psi}_i+\hat{\psi}_k)^{-1}\hat{\psi}_k\right]\hat{F}^k_{\nu\Sigma_f}\,\hat{\Sigma}_k, \qquad (2)$$

$$\hat{\Sigma}_k=\frac{MS^r}{V}\,(\hat{\varphi}_k-\hat{\psi}_k)^{-1}, \qquad (3)$$

$$(\hat{F}^{k}_{\nu\Sigma_f}) = \chi^{g} \int_{V_k} d\vec{r}\; f^{+}_{kg}(\vec{r}) \sum_{g''} \nu\Sigma^{g''}_{f}(\vec{r})\; (\hat{\varphi}_k(\vec{r}))_{g'',g'}, \qquad (4)$$

Здесь $\hat{\varphi}$ и $\hat{\psi}$ соответственно симметричная и антисимметричная пробные матрицы, $f^{+}(\vec{r})$ - сопряженная функция в ячейке (кассете) с определенным граничным условием. Сделаем два предположения: 1) функция $f^{+}(\vec{r})$ берется из расчета на K_{∞} ячейки (кассеты); 2) в выражении (2) матрица $\hat{\psi}$ не зависит от номера ячейки. Представляется, что почти всегда эти предположения будут работать достаточно хорошо. В результате второго предположения матрица $\hat{\nu\Sigma}_f$ примет вид $\hat{\nu\Sigma}_f = F_{\nu\Sigma_f}\hat{\Sigma}$. Если теперь пренебречь зависимостью $f^{+}(\vec{r})$ от $\vec{r}$, то $\hat{\nu\Sigma}_f$ совпадет с матрицей реакции "$\nu\Sigma_f$", которая рассчитывается в WIMS-SH, а уравнение (1) перейдет в соответствующее уравнение, которое получается из минимизации только поверхностной невязки. При этом все коэффициенты уравнения (1) ($\hat{Д}_{ik}$, $\hat{\Sigma}^{k}_{as}$, $\hat{\nu\Sigma}^{k}_{f}$) становятся зависящими от $K_{эф}$ рассчитываемого об'екта. На самом деле, даже когда учитывается зависимость f^{+} от $\vec{r}$, из-за более слабых приближений, используемых при расчете коэффициентов уравнения (1) (предположение N1, а также пренебрежение энергетической зависимостью f^{+} при расчете матриц $\hat{Д}_{ik}$, $\hat{\Sigma}^{k}_{as}$) остается небольшая зависимость всех коэффициентов от $K_{эф}$. Тем не менее число сверхвнешних итераций должно существенно сократиться. Демонстрация сказанного выше проведена на примере расчета пяти сборок РБМК, представленных на рис. 1. В качестве исходных взяты двухгрупповые традиционные и эффективные характеристики МПГ ячеек, рассчитанные по WIMS-SH. На основе этих характеристик были рассчитаны двухгрупповые эффективные характеристики полиячеек, представленных на рис.2. Далее проводились крупносеточные расчеты сборок с одной точкой на полиячейку. Сверхвнешние итерации заканчивались по условию $|K^{(n+1)}_{эф} - K^{(n)}_{эф}|/K^{(n)}_{эф} < 0.001$. Внешние итерации заканчивались по условиям $|\lambda^{(i+1)} - \lambda^{(i)}|/\lambda^{(i)} < 0.0001$; $|\Phi^{(i+1)}_{k} - \Phi^{(i)}_{k}|/\Phi^{(i)}_{k} < 0.001$, где k - номер ячейки. Все расчеты сборок и полиячеек проводились по программе SUHAM. Разные сборки отличались друг от друга типом нерабочей ячейки. Результаты расчетов $K_{эф}$ представлены в таблице. В качестве эталонного взят расчет по мелкой сетке с одной точкой на ячейку ($K_{м}$). Верхний индекс "+" означает, что $K_{эф}$ рассчитано с учетом пространственного поведения сопряженной функции.

Из результатов расчетов видно, что учет пространственного поведения f^{+} в уравнениях МПГ с об'емной невязкой позволяет, по крайней мере для рассчитанных ячеек, отказаться от организации сверхвнешних итераций.

ЛИТЕРАТУРА: 1. Лалетин Н.И., Бояринов В.Ф., Султанов Н.В. Распространение метода поверхностных гармоник на задачи пространственной динамики. Тезисы докладов 8-го семинара по проблемам физики реакторов. Москва, МИФИ, б/о "Волга", 1993, т.1, с. 14 - 16.

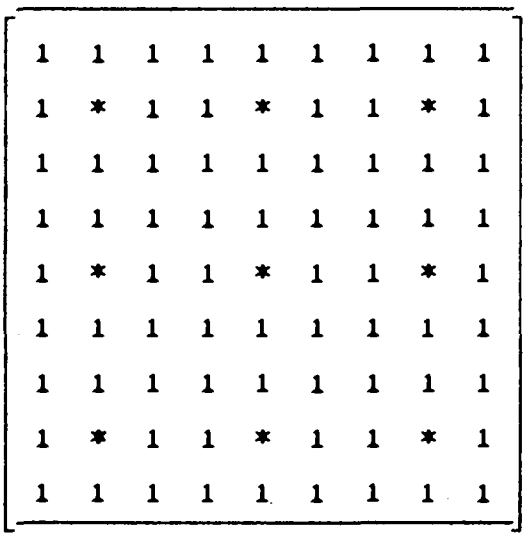


Рис.1 Сборки РБМК. 1 - рабочие ячейки;
* - нерабочие ячейки.

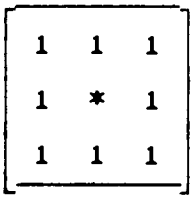


Рис.2 Полиячейка РБМК.

Таблица. $K_{эф.}$ сборок.

N*	$K_м$(0)**	K(0)	K^+(0)	K(M)	K^+(M)
Исходные характеристики ячеек - традиционные					
1	1.26086	1.26087	1.26087	1.26087(0)	1.26087(0)
2	1.13398	1.13148	1.13363	1.13397(2)	1.13398(1)
3	1.24062	1.24001	1.24058	1.24062(1)	1.24062(1)
4	1.20017	1.19837	1.20001	1.20017(2)	1.20017(1)
5	1.14861	1.14621	1.14830	1.14860(2)	1.14860(1)
Исходные характеристики ячеек - эффективные					
1	1.24988	1.24988	1.24988	1.24988(0)	1.24988(0)
2	1.11425	1.11201	1.11388	1.11425(2)	1.11425(1)
3	1.22934	1.22871	1.22918	1.22934(1)	1.22934(1)
4	1.18912	1.18736	1.18889	1.18912(2)	1.18913(1)
5	1.13276	1.13046	1.13240	1.13275(2)	1.13275(1)

*) N=1: * - рабочая ячейка, N=2: * - ячейка с каналом СУЗ, N=3: * - ячейка с вытеснителем СУЗ, N=4: * - ячейка с водой в канале СУЗ, N=5: * - ячейка с ДП.

**) В скобках приведено количество дополнительных сверхвнешних итераций.

RU9604447

The use of MCU-RFFI code for computational researches fuel compozitions with HTGR coated particles in water-cooled reactors.

Brizgalov V.I., Goltsev A.O., Davidenko V.D., Malkova L.K., Marin S.V., Martinov D.N.

RRC "Kurchatov Institute" p. (095)-196-7016, fax 7-095-882-5809

Использование программы MCU-РФФИ для расчета микротвэльных топливных композиций водоохлаждаемых реакторов.

Брызгалов В.И., Гольцев А.О., Давиденко В.Д.,Малкова Л.К., Марин С.В., Мартынов Д.Н.

Work discusses the results of computational researches of neutron-physical characteristics of water-cooled reactor cell with graphite fuel rod containing HTGR coated particles. The calculations executed with help of program MCU-RFFI: and a) have allowed verification the FLY code using in mass calculations such fuel compozitions; b) have shown, that in cylindrical cells with water is practical away of block-effect on coated particles.

При выполнении данной работы было поставлено три задачи:

1. Сопоставить результаты расчетов топливных микротвэльных композиций водоохлаждаемых реакторов, выполненных по программам FLY и MCU-RFFI, и тем самым верифицировать программу FLY, приняв за репер MCU-RFFI.
2. Оценить эффект влияния взаимной блокировки микротвэлов в твэле путем сравнения результатов расчетов гомогенной и гетерогенной моделей трехзонной цилиндрической ячейки, состоящей из внешнего слоя воды, циркониевой оболочки и топливного сердечника (в модели гетерогенной ячейки топливный сердечник в плоскости перпендикулярного сечения представляет собой плотную решетку в узлах которой размещены многозонные сферы - микротвэлы, а пространство между сферами заполнено графитом; в моделе гомогенной ячейки топливный сердечник задается смесью изотопов урана, кислорода, углерода и кремния с соответсвующими ядерными плотностями);
3. Проверить границы применимости модели расчета "двухкомпонентных сред", используемой в программе MCU-RFFI и разработанной специально для расчета топливных композиций ВТГР (проверка осуществляется путем сопоставления результатов расчета описанной выше гетерогенной модели ячейки с данными расчетов топливной композиции со случайным расположением микротвэлов в ячейке(модель микрокрошки).

Расчеты моделей ячеек, краткое описание которых приводится ниже, проводились на нескольких ПЭВМ РС-486, работающих под операционными системами MS-DOS и UNIX. Расчитывалась одна и та же цилиндрическая ячейка (внешний радиус- 0.67см, радиус оболочки- 0.455см, радиус топливной зоны- 0.386см), но с разной плотностью укладки микротвэлов в топливной зоне (диаметр урановых кернов микротвэлов 500мкм):

а) плотная гексагональная укладка микротвэлов (доля МТ -58%),
б) плотная кубическая укладка (доля МТ -46%),
в) разреженная кубическая укладка (доля МТ -42%).

Для ячейки с разреженной кубической укладкой было дополнительно рассмотрено два варианта, отличающихся от базового диаметром уранового керна. Если в базовом варианте диаметр урановых кернов принимался равным 500 мкм, то в дополнительных вариантах брался меньшим - 400 и 300 мкм. Введение этих вариантов обусловлено необходимостью проверки одного из приближений модели "двухкомпонентной среды" сос-

тоящее в предпожении случайного и достаточно разреженного распределения "поглощающих зерен" в слабопоглощающей среде матрицы. В рассматриваемой концепции твэлов для водоохлаждаемых реакторов требуется в топливной композиции очень высокая плотность микротвэлов (до 60% объема сердечника), что приводит к повышению объемной плотности урановых кернов в матрице до ~6% (для сравнения укажем, что в ВТГР объемная плотность урановых кернов в матрице меньше 0,5%).

Результаты расчетов приведены в таблицах 1-3.

Проведенные расчеты показали, что:

1. Наблюдается удовлетворительное согласие в величине Кэф, рассчитанного по программам FLY и MCU-RFFI.
2. В рассчитанных топливных композициях практически отсутствует влияние эффекта взаимной блокировки микротвэлов на величину Кэф. Это означает, что все программы расчета нейтронно-физических констант использующиеся в настоящее время в проектных расчетах реакторов ВВЭР применимы для расчета микротвэльных топливных композиций.
3. Незначительное влияние эффекта взаимной блокировки микротвэлов приводит к тому, что различие в величине Кэф, полученного для реальной геометрии системы и по модели "двухкомпонентной среды" практически отсутствует.
4. Использование модели микрокрошки(модели "двухкомпонентной среды") для расчетов топливных композиций с высокой (до 6%) обьемной плотностью кернов в матрице дает совпадающие результаты с моделью реальной геометрии и приводит к уменьшению времени счета более чем в 2 раза.

В дополнение к основной серии расчетов была расчитана модельная задача на примере ячейки (в) (разреженная кубическая укладка микротвэлов в топливной зоне). В этой серии варьировался состав внешней (водяной) зоны,- вода заменялась графитом. При 100 процентном содержании графита в этой зоне данная ячейка подобна ячейке ВТГР типа Fort.St.Vrain. Результаты приведенные в таблице 3 показывают, что для "чисто" ВТГР-ной ячейки (100% графита во внешней зоне) эффект блокировки на микротвэлах весьма велик. Разница в Кэфф между реальной геометрией и гомогенным вариантом составляет ~8% dK/K. Замена же в этой зоне графита на воду достаточно быстро сводит эту разницу к нулю.

Результаты расчетов ячейки водоохлаждаемого реактора с топливной композицией на основе микротвэлов BTTP.

Таблица 1.

Для разной плотности укладки микротвэлов (MCU-RFFI, FLY)

	Вариант	MCU	FLY
1	Плотная гексагональная укладка микротвэлов (доля МТ в граф. матрице $\varepsilon_{МТ}$=58%) $d_к$=500 мкм	$K_\infty \pm \delta$	K_∞
	Реальная геометрия системы	1,2275 ± 0,0024	-
	Модель микрокрошки	1,2249 ± 0,0018	-
	Гомогенная система	1,2254 ± 0,0026	1,2220
2	Плотная кубическая укладка микротвэлов (доля МТ в граф. матрице $\varepsilon_{МТ}$=46%) $d_к$=500 мкм	$K_\infty \pm \delta$	K_∞
	Реальная геометрия системы	1,1365 ± 0,0023	-
	Модель микрокрошки	1,1351 ± 0,0020	-
	Гомогенная система	1,1372 ± 0,0023	1,1420
3	Разреженная кубическая укладка микротвэлов (доля МТ в граф. матрице $\varepsilon_{МТ}$=42%) $d_к$=500 мкм	$K_\infty \pm \delta$	K_∞
	Реальная геометрия системы	1,0979 ± 0,0021	-
	Модель микрокрошки	1,0943 ± 0,0016	-
	Гомогенная система	1,0916 ± 0,0022	1,0920

Таблица 2.

Для разных размеров керна микротвэла (MCU-RFFI)

Разреженная кубическая укладка микротвэлов МТ		Реальная геометрия топливной зоны ячейки	Модель микрокрошки
$d_{керн}$, *мкм*	*Доля МТ* $\varepsilon_{МТ}$, %	$K_\infty \pm \delta$	$K_\infty \pm \delta$
500	42	1,0979 ± 0,0021	1,0943 ± 0,0016
400	31	0,79753 ± 0,00179	0,79710 ± 0,00177
300	23	0,45073 ± 0,00222	0,44582 ± 0,00216

Таблица 3.

Для разного материального состава внешней зоны ячейки $\varepsilon_{МТ}$=42%) $d_к$=500 мкм (MCU-RFFI)

Материальный состав внешней зоны ячейки, %		Реальная геометрия топливной зоны ячейки	Гомогенный вариант топливной зоны ячейки
C	H_2O	$K_\infty \pm \delta$	$K_\infty \pm \delta$
0	100	1,0979 ± 0,0021	1,0916 ± 0,0022
50	50	1,3085 ± 0,0024	1,2990 ± 0,0035
75	25	1,4146 ± 0,0032	1,3889 ± 0,0046
87,5	12,5	1,4138 ± 0,0036	1,3764 ± 0,0049
100	0	1,1672 ± 0,0038	1,0862 ± 0,0039

RU9604448

A set of tests, neutron physical calculation code SAPRIR_VVR-RC verification and validation experience for various types of reactors

V.G.Artemov, A.V.Elchine, A.S.Ivanov, A.S.Karpov, V.V.Obuchov, A.V.Piskarev, Yu.P.Shemaev, Science and Research Institute of Technology, Sosnovy Bor, Russia.

Система тестов и опыт верификации комплекса программ нейтронно-физического расчета САПФИР_ВВР-RC для различных типов реакторов

В.Г. Артемов, А.С. Иванов, А.В. Ельшин, А.С. Карпов, А.В. Пискарев, В.В. Обухов, Ю.П. Шемаев, Научно-исследовательский технологический институт, г. Сосновый Бор, Россия.

Approach to testing and validation of neutron physical reactor calculation codes is described. It is obtained from verification and pre-qualification experience witn SAPFIR_VVR-RC code. Sistematization and classification of experimental and calculational tests used for various types of water - water reactor calculation codes verification and validation have been carried out. Experimental and calculational test tasks solution results are presented for neutron physical calculation SAPFIR_VVR-RC code accuracy illustration.

Процедура тестирования и верификации - достаточно длительный процесс, начинающийся на стадии разработки и продолжающийся в течении всей жизни программных средств (ПС). Этот процесс в определенной мере субъективный, поскольку в настоящее время еще не до конца устоялись требования к процедуре верификации ПС для расчета нейтронно-физических характеристик реакторов и поэтому настоящая работа отражает опыт верификации конкретного ПС.

Комплекс программ САПФИР ВВР-RC основывается на современных методиках и алгоритмах с детальным описанием нейтронно-физических процессов на основе фундаментальных ядерных данных. Можно определить диапазон применения этой программы от "больших" тепловых водо-водяных реакторов АЭС до кипящих водо-водяных, существенно гетерогенных реакторов, с промежуточным спектром.

С точки зрения задачи верификации необходимо отметить, что он "собран" на базе пакета прикладных программ САПФИР [1], представящего собой систему программных модулей и библиотек нейтронных сечений для нейтронно-физического расчета ядерных реакторов повышенной точности.

Это даст возможность:

- при формировании рабочей библиотеки нейтронных сечений использовать как отечественные (Банк Данных ИАЭ-87), так и зарубежные (типа ENDF/B) библиотеки ядерных данных;

- генерировать на базе ППП САПФИР серию реперных программ:

а) решение уравнения замедления с детальным представлением сечений замедления в области разрешенных резонансов;

б) решение уравнения переноса нейтронов в ячейке и реакторе методом Монте-Карло и методом дискретных ординат ;

в) решение задачи диффузии нейтронов в реакторе в многогрупповом (до 26 групп) диффузионном приближении приближении с учащением конечно-разностной сетки (до 24 точек на ТВС).

При проведении верификации и поготовки программ к аттестации мы руководствовались рекомендациями Совета по аттестации ПС при НТЦ ЯРБ Госатомнадзора России. Система тестов выбиралась так, чтобы обеспечить основные задачи верификации:

- проверку достоверности константного обеспечения;
- проверку адекватности математических моделей и вычислительных алгоритмов физической задаче;
- определение области применения реализованных в ПС моделей и алгоритмов;
- оценку точности расчета нейтронно-физических характеристик, важных для безопасности реакторов в области применимости ПС.

Для практики главной является последняя задача, но для ее обоснования необходимо решить первые три, поскольку итоговая погрешность расчета интегральных характеристик реактора включает несколько составляющих:

- неопределенность используемых ядерных данных;
- неточность моделей описания физических процессов при решении спектральной задачи (задача переноса нейтронов с учетом замедления, резонансного поглощения, термализации, реальной геометрии ячейки реактора);
- неточность моделей гомогенизации и диффузии нейтронов в целом по реактору;
- неточность моделей описания обратных связей, связанных с температурой, изменением изотопного состава при выгорании и отравлении реактора;
- неопределенность в исходных данных из-за технологических допусков.

С учетом этого, экспериментальные данные, используемые для верификации программ, были разделены по типам. Кроме этого на всех этапах верификации программ мы параллельно использовали численные тесты, в качестве которых использовались решения тестовых задач ("Calculational Benchmark"), полученные по известным программам реперного класса типа MCNP, MCU, а также численные тесты, подго-товленные с использованием реперных алгоритмов ППП САПФИР, упомянутых выше.

В результате, при верификации комплекса САПФИР_ВВР-RC сложился подход, основанный на последовательном использовании следующей системы тестов:

1) Численные и экспериментальные тесты типа "Nuclear Data Benchmark", предназначенные для обоснования используемых ядерных данных и моделей при решении спектральных задач;

2) Численные и экспериментальные тесты типа "Separate Effects Benchmark", предназначенные для обоснования конкретных нейтронно-физических моделей, учитывающих изменение изотопного состава, изменение температуры топлива и теплоносителя, влияние поглотителей и т.д.;

3) Численные и экспериментальные тесты на сборках комплектов ТВЭЛ, ТВС, близких по свойствам определенным типам реакторов ("Core physics Benchmark"). При подборе экспериментов и тестов этой группы мы старались максимально охватить диапазон изменения параметров ТВЭЛ, ПЭЛ, СВП, ТВС используемых в реакторах;

4) Результаты измерений нейтронно-физических характеристик на полномасштабных активных зонах в начале кампании (без мощности). В эту группу вошли эксперименты для разных типов реакторов при изменении состояния активных зон (эксперименты при достройке, разогреве активной зоны, при перекомпенсации и "сбросах" групп ОР и др.). Для верификации преимущественно использовались результаты прямых измерений:

критические значения концентрации борной кислоты и положений органов регулирования (ОР), результаты измерений дифференциальных и интегральных характеристик ОР, температурного коэффициента реактивности, распределения энерговыделения по активной зоне и по отдельным ТВС;

5) Результаты измерений нейтронно-физических характеристик на полно-масштабных активных зонах действующих реакторов для верификации комплекса программ в целом с учетом моделирования работы на мощности, отравления, выгорания. В эту группу мы отнесли эксперименты при работе реакторов на мощности в различных режимах, а также результаты измерений на "нулевом" уровне мощности в различные моменты кампании.

В настоящее время комплекс программ САПФИР_ВВР-RC в соответствии с Положением Госатомнадзора России готовится к аттестации в ЦЭП НТЦ ЯРБ. Проведенная на первом этапе экспертиза и аттестация программ нейтронно-физического расчета ячеек реакторов САПФИР_ВВР, САПФИР_ВВРТ подтвердила полученные в верификационном отчете оценки точности программ в широком диапазоне области применения:

- ТВЭ: стержневой (круглого, квадратного и др. профилей), кольцевой;
- Топливо: на основе урана, плутония (металлическое, керамическое, дисперсное);
- ТВС: типа кассета, технологический канал с разным типом ТВЭ;
- Элементы системы СУЗ типа: компенсирующая решетка, компенсирующая решетка с плитами, кластер, единичный стержень (АЗ,ОР);
- Поглощающие элементы КГ, ОР, СУЗ: стержневые, кольцевые;
- Материал ПЭЛ на основе бора, европия, кадмия, гафния, диспрозия;
- Выгорающие поглотители: стержневые, пластинчатые, элементы конструкций ТВС из борированных сталей;
- Материалы выгорающих поглотителей на основе бора, гадолиния, эрбия, гафния, диспрозия, поглотителя смешанного с топливом;
- Водо-урановые отношения, характеризующие относительные размеры элементов ячейки: 1.4 - 4;
- Отношение концентраций ядер водорода и урана-235: 50 - 500;
- Плотность теплоносителя в канале: 0 - 1 г/см^3;
- Плотность теплоносителя в ячейке (в среднем по каналу и межканальному пространству: 0.2 - 1 г/см^3;
- Обогащение топлива 1.5% - 90%;

На основе верификационных расчетов получены оценки точности обеспечиваемой в области допустимых значений параметров :

- $K_{эфф}$ для для однородных решеток ТВС различных типов 0.7%
- $K_{эфф}$ для для решеток ТВС различных типов с "тяжелыми" поглотителями (стержни СВП, КГ) 1.3%
- $K_{эфф}$ для для решеток ТВС различных типов при обезвоживании канала. 1.3%
- $K_{эфф}$ для для решеток ТВС различных типов с учетом выгорания топлива и поглотителей 1.5%
- потвельное энерговыделение в ТВС активной зоны 5-7%

1. Тебин В.В., Обухов В.В, Сергеев В.К., Иванов А.С. Проект пакета программ САПФИР для решения задач расчета ячейки реактора. В сб. ВАНТ с. Физика и техника ядерных реакторов, вып. 4, Москва, 1985, с. 68-71.

RU9604449

Numerical Efficiency Analysis of Nodal Expansion Method for Diffusion Equation in Cylindrical Geometry.

Komlev O.G., Suslov I.R.

State Scientific Center of the Russian Federation
Institute of Physics and Power Engineering.

Численный анализ эффективности нодального полиномиального метода для уравнения диффузии в цилиндрической геометрии.

Комлев О.Г., Суслов И.Р.
Государственный Научный Центр Российской Федерации
Физико-Энергетический Институт.

В работе приводятся результаты расчетов четырех тестовых задач, полученных с помощью нодального полиномиального метода и стандартного конечно-разностного метода. Рассматриваемые тестовые задачи представляют случаи как эффективно решаемых так и неэффективно решаемых задач нодальным методом. Это позволяет сформулировать основные недостатки рассматриваемого нодального метода.

Nuclear reactor design, operation and safety problems require accurate prediction of multidimensional reactor properties. Multigroup diffusion approximation is commonly used to evaluate this properties. Storage and speed performances of modern computers render pin by pin calculations too expensive for routine usage; instead, relatively large heterogeneous regions are replaced by homogeneous one with "homogenized" cross section sets. Under these conditions there are many examples where nodal methods are more efficient than finite difference ones (FDM) [1].

Nevertheless, nodal methods are not universally efficient tools because both some approximations and assumptions are usually used in deriving principal nodal equations. Nodal expansion method (NEM), for example, falls in the methods based on transverse integration procedure and, consequently, requires both one dimensional transverse integrated fluxes (TIFA) and transverse leakage approximations (TLA). Therefore NEM efficiency must be proved for each particular case.

The aim of this report is efficiency evaluation of NEM in R-Z geometry for four significant different test problems. The main features of both considered NEM and its numerical implementation are the following [2]: fourth order polynomials for TIFA; second order polynomials for TLA; inner-outer iteration technique; interface current nodal coupling, response matrix formulation and red-black ordering for the inner iteration process; exact nodal balance equation without outgoing partial current elimination for the group nodal flux calculation; coarse mesh rebalance for the outer iteration process acceleration. It should be noted here that both TIFA and TLA are the only NEM approximations and they are commonly used in many nodal codes [1].

Four test problems have been investigated to evaluate NEM efficiency. The first of which is the two-dimensional (2D) R-Z reactor model (BSS-8 in ref.3) with sixteen material zones, sixty (=5x12,r-z) coarse mesh geometric regions (CMGR) and two group flux representation. In the original this problem serves to test 2D neutron kinetic solutions, but in our consideration it is used as steady-state benchmark problem. The second test problem is defined by (x-y) to (r-z) geometry transformation of 2D (x-y) reactor model (BSS-4 in ref.3) with

two material zones, six CMGR and four group flux representation. In the original this problem serves to tax capabilities of synthesis approximations because material number two is much less reactive than material number one. The third test problem is 2D R-Z reactor model (UNBE, see ref.4) with twenty two material zones, thirty three (=11x3,r-z) CMGR and twenty six group flux representation. A peculiarity of this reactor model is that core without moderator (UN) is surrounded by moderating reflector (BeO). The fourth test problem is 2D R-Z reactor model (BN800, [5]) with thirty seven material zones, one hundred fifty four (=11x14,r-z) CMGR and twenty six group flux representation. In the original this reactor model deals with accurate sodium void reactivity effects investigations.

The NEM efficiency evaluation has been performed by comparison of both finite difference and nodal solutions with finite difference extrapolated ones. Effective multiplication factor (K_{eff}) and power distribution are taken into account to compare corresponding solutions. Figure 1 presents obtained relative discrepancies of power distribution (maximum for all CMGR) and (K_{eff}) vs CPU time for FDM and NEM.

Obtained results allows us to conclude the following:

- NEM is significantly more efficient than FDM in both the first and the second test problems with respect to K_{eff} accuracy level.
- FDM is significantly more efficient than considered NEM in both the third and the fourth test problem.
- The main reasons of the NEM inefficiency are insufficient order of TIFA in the third test problem and inconsistent TLA in the fourth test problem.
- CPU time dependence vs number of nodes is highly non-linear function because, first, use of the exact nodal balance equation leads to more rigid requirements on convergence criteria of the inner iterations; second, inner iterations convergence rate becomes slower under space mesh refinement; third, coarse mesh rebalance procedure becomes less efficient under space mesh refinement.
- Negative fluxes may be obtained in regions where group source term of the nodal balance equation is defined mainly by net current differences (e.g. in a slightly multiplying regions).

References.

1. Lawrence R.D."Progress in Nodal Methods for the Solution of the Neutron Diffusion and Transport Equations,"*Progress in Nuclear Energy*, vol.17,3, p.271, 1986.
2. Komlev O.G., Suslov I.R. "A Nodal Expansion Method for the Neutron Diffusion Equation in Cylindrical Geometry," in *Mathematics and Computations, Reactor Physics, and Environmental Analyses*, Apr. 30 - May 4, 1995, Portland, USA.
3. Argonne Code Center : *Benchmark Problem Book*, ANL-7416, Feb. 1968; ANL-7416 (Supplement 2), June 1977.
4. Komlev O.G., Suslov I.R. "Transport and Heterogeneous Effects in Sodium Cooled Space-Type Reactor Model," *Proc. of the Int. Seminar "VOLGA-95"*, 4-8 Sept. 1995.
5. U.K.Wehmann, A.N.Chebeskov *Evaluation of Benchmark Calculation on a Fast Power Reactor Core with Near-Zero Sodium-Void Effect*, IAEA-TECDOC-731, Jan. 1994.

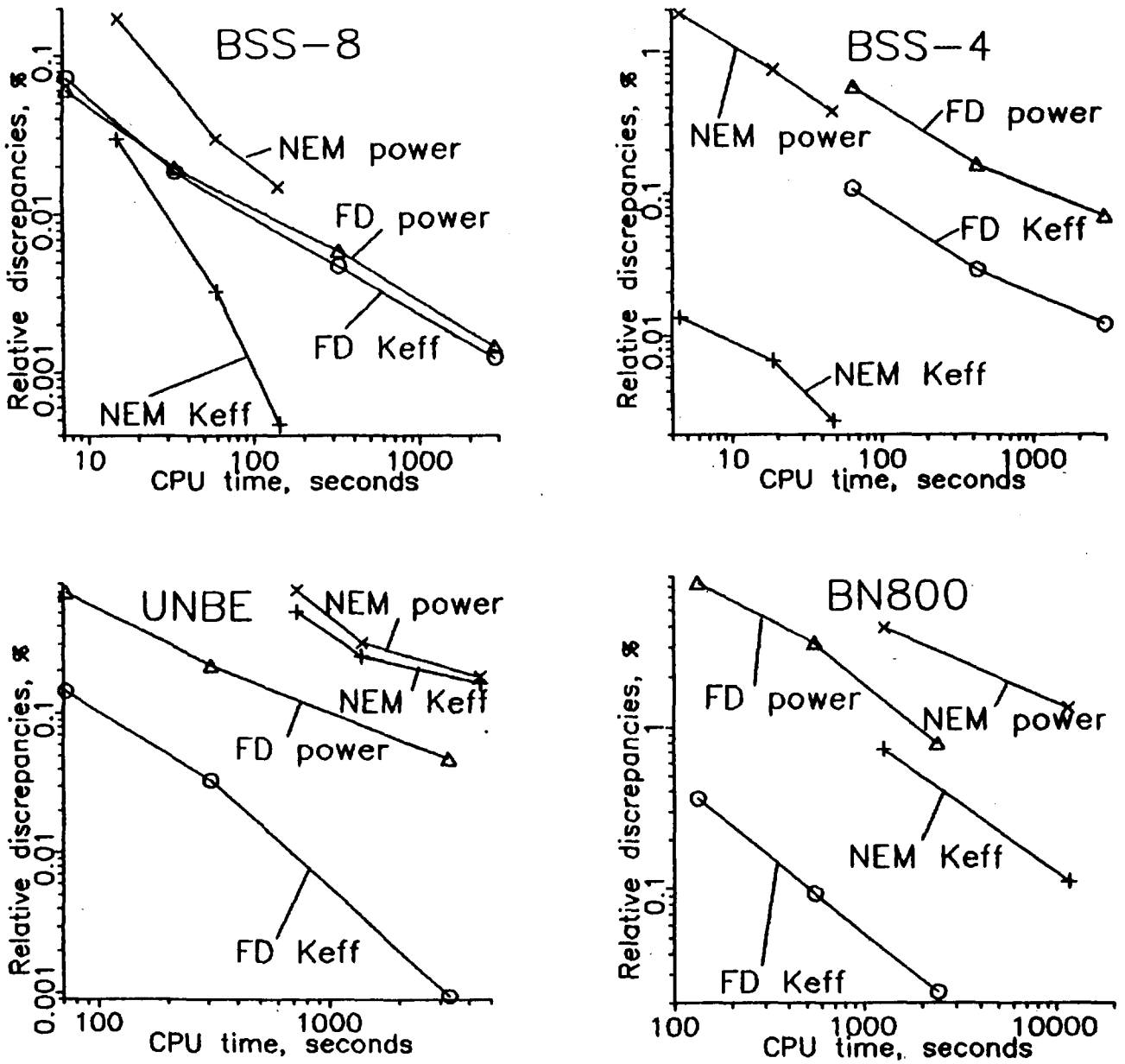


Fig.1. Relative discrepancies of FDM and NEM solutions in respecting to extrapolated ones.

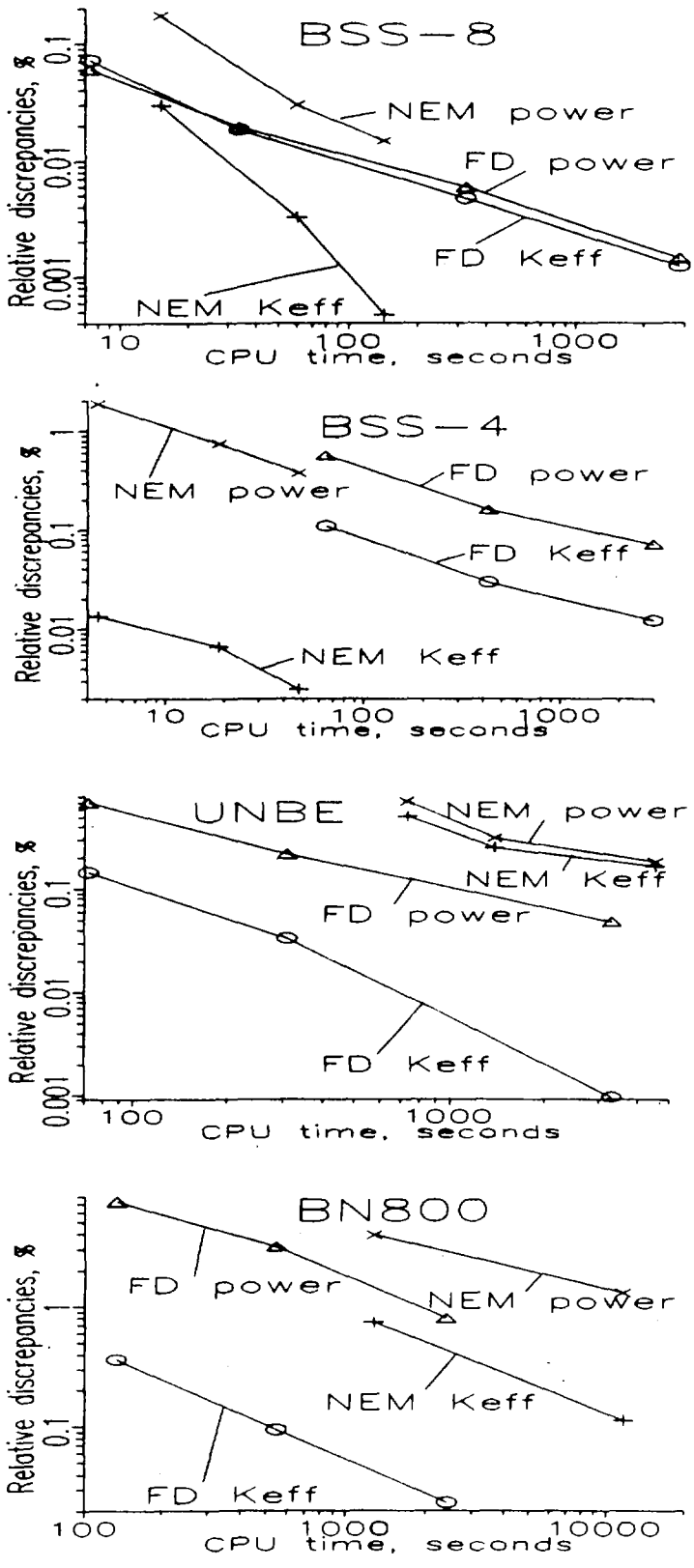


Fig.1. Relative discrepancies of FDM and NEM solutions in respecting to extrapolated ones.

RU9604450

Transport and Heterogeneous Effects in Sodium Cooled Space-Type Reactor Model.

Komlev O.G., Suslov I.R.

State Scientific Center of the Russian Federation
Institute of Physics and Power Engineering.

Кинетические и гетерогенные эффекты в расчетной модели натрий-охлаждаемого космического реактора.

Комлев О.Г., Суслов И.Р.
Государственный Научный Центр Российской Федерации
Физико-Энергетический Институт.

В работе приводятся результаты расчетов нейтронно-физических характеристик модели натрий-охлаждаемого космического реактора. Использованы различные приближения многогруппового уравнения переноса - диффузия, метод дискретных ординат, метод характеристик как в гомогенных R-Z моделях, так и в двумерных гетерогенных моделях в нерегулярной геометрии. Проведенные исследования позволяют оценить гетерогенные и кинетические эффекты в рассматриваемой модели реактора.

Different approximations of the multigroup transport equation are usually used in both deciding and justifying nuclear reactor design. Diffusion approximation is used in optimization studies, and for operational needs. Accurate transport and Monte-Carlo solutions may be necessary to assess precision of simplified models and to justify reactor safety [1].

Some evaluations of the transport (TE) and heterogeneous (HE) effects for intermediate version of sodium cooled space-type reactor [1] are given in this paper. Material placement in R-Z reactor model is shown in Fig.1a. Core is assembled by 30 degree sectors (see Fig.1b) in ring shape and surrounded by BeO reflector. Gaseous and liquid sodium is used as coolant. Central and radial control rods (CR) contain 20% ^{10}B enriched B_4C as absorber material. 63% enriched uranium nitride is used as fuel composition.

TE evaluation has been carried out by comparison diffusion and S_4 transport solutions in R-Z reactor model (Fig.1a, 94x60 mesh points in R and Z direction respectively) for two reactor states: 1hom - reactor without CR; 2hom - reactor with fully inserted central CR (M2 material in Fig.1a). Pick of power distribution, CR worth and K_{eff} have been taken into account for TE evaluation.

HE effects evaluation has been performed by comparison transport solutions for 2D simplified heterogeneous reactor model (SHRM) in irregular geometry and 1D cylindrical homogeneous reactor model directly produced by appropriate material mixing on the SHRM basis. 2D SHRM has been derived from 3D horizontal layer of the reactor (Fig.1b) without central CR by cylinder to parallelepiped, volume conservative and fuel rod symmetry plane conservative transformation (Fig.1c). The following reactor states have been considered for these models: 1het - core with radial CR, radial reflector width equals 7.3cm; 2het - the same as 1het but radial reflector width equals 17.3cm; 3het - the same as 1het but without radial CR; 4het - the same as 1het but all material temperatures equal 300K; 5het - the same as 4het but 51% of empty space between fuel rods is filled by H_2O. CR worth and K_{eff} have been taken into account for HE evaluation.

All needed cross sections have been generated in the 26 groups "transport" approximation by ARAMAKO-S1 code package.

Tables 1 and 2 present obtained results by TWODANT [2] (S_4 calculation in R-Z geometry) and MCCG3D [3] (2D SHRM in irregular geometry) code packages.

On the basis of these results one can conclude that: TE and HE on the K_{eff} value are relatively small (TE values are similar to those presented in [1]), though there are cases where HE have different signs (cp. 1het & 2het in table 2); TE and HE on the CR worth seems to be rather large; and HE on the H_2O worth is surprisingly negligible.

References.

1. H.F. McFarlane et al. "Analysis and Evaluation of ZPPR Critical Experiments for a 100 KWe Space Reactor," *Proc. Int. Conf. Physor-90*, Apr. 23-27, 1990, France, v.3, pp. PI-79 to PI-92.
2. R.E. Alcouffe et al. *User's Guide for TWODANT* , LA-10049-M , 1 Feb. 1990.
3. I.R. Suslov "Solution of the Transport Equation in 2D and 3D Irregular Geometry by the Method of Characteristics,"*Int. Conf. Mathematical Methods and Super Computing in Nuclear Applications, M&C+SNA'93*, Apr. 19-23, 1993, Karlsruhe, Germany, v.1, pp.752-763.

Table 1. Transport theory effects (in brackets diffusion to transport discrepancies are shown in percentage terms).

Method	S_4		Diffusion	
Variant	1hom	2hom	1hom	2hom
K_{eff}	1.0138693	0.92234145	0.96503(-5)	0.86707(-5)
Peak Power, rel. val.	3.01665	2.56386 .	2.875(-5)	2.046(-20)
CR Worth, $\Delta k/kk'$, %	9.79		11.7(+19.6)	

Table 2. Heterogeneous effects (in brackets homogeneous to heterogeneous discrepancies are shown in percentage terms).

Variant	2D heter.	1D homog.
1het, K_{eff}	1.02553	1.03458(+0.9)
2het, K_{eff}	1.22648	1.21281(-1.1)
3het, K_{eff}	1.04780	1.06298(+1.4)
1het-3het, CR Worth, $\Delta k/kk'$, %	2.07	2.58(+24.7)
4het, K_{eff}	1.02550	1.03299(+0.7)
5het, K_{eff}	1.22406	1.23750(+1.1)
4het-5het, H_2O Worth, $\Delta k/kk'$, %	15.8	16.0(+1.3)

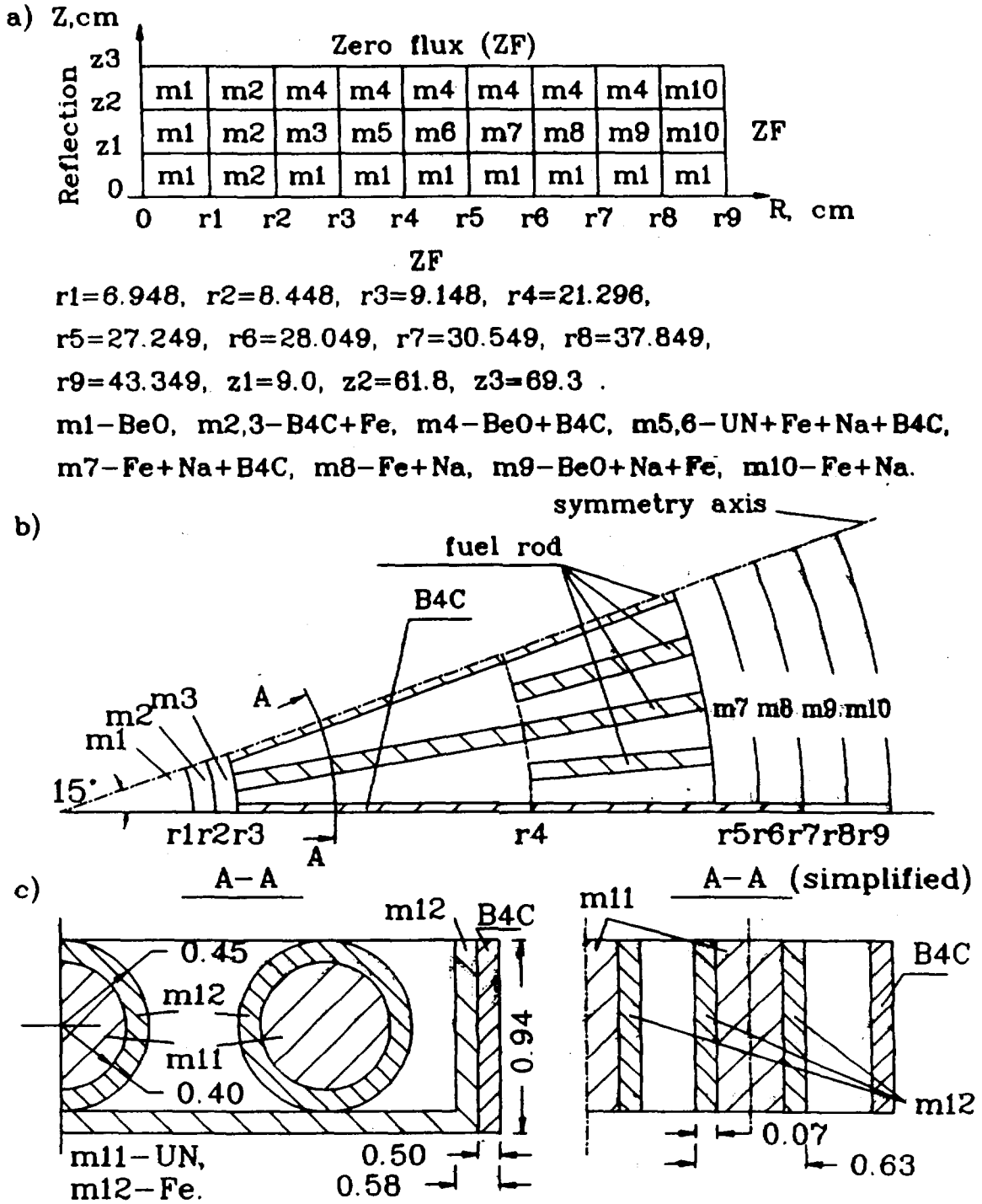


Fig.1. Material placement in the reactor (a); half of the 30 degree symmetry sector (b) wich is one layer in the core; simplified fuel rods representation for 2D irregular geometry model (c).

RU9604451

Верификация трехмерной динамической программы NOSTRA

Никитин К.Л., Пинегин А.А., Хромов В.В., Шумский Б.Е. (МИФИ)
Бай В.Ф., Богачек Л.Н., Чапаев В.М. (Калининская АЭС)
Марков А.В., Шишков Л.К. (ВНИИАЭС)

Verification of the three-dimensional dynamic code NOSTRA

K.L.Nikitin, A.A.Pinegin, V.V.Khromov, B.E.Shumsky (MEPhI)
V.F.Buy, L.N.Bogachek, V.M.Chapaev (Kalinin NPP)

Some results of the dynamic code NOSTRA verification are presented. Verification has been performed by means of comparison of model problems solution with experimental data. The indications of reactivity meters obtained in the process of asymmetric insertion of reactivity were used as a reference data for comparison. Verification showed the code NOSTRA is capable to describe spatial dynamic effects by a satisfactory way.

Трехмерная динамическая программа NOSTRA предназначена для моделирования переходных и аварийных процессов в активной зоне реакторов типа ВВЭР. В настоящее время программа находится в стадии верификации.

Пространственная динамическая программа должна адекватно описывать изменение формы полей в ходе переходных процессов. Пространственные эффекты особенно существенны при несимметричном изменении нейтронно-физических характеристик активной зоны, например при выбросе кластера, захолаживании части активной зоны и т.д.

Проблему тестирования адекватности описания программой NOSTRA формы нейтронного поля при переходных процессах частично можно решить путем сравнения результатов моделирования работы ионизационных камер и реактиметров с показаниями штатной аппаратуры контроля нейтронного поля (АКНП), т.к. показания боковых ионизационных камер (ИК) несут наиболее достоверную информацию о форме полей в ходе быстрых переходных процессов.

Внесение реактивности в активную зону реакторов ВВЭР, например в результате введения ОР СУЗ или несимметричного захолаживания, часто сопровождается большим разбросом в определении величины внесенной реактивности по показаниям различных ИК. Это вызывается различными причинами, в частности погрешностью измерений ИК, неадекватностью модели реактиметра реальной композиции активной зоны и пространственным перераспределением потока нейтронов в ходе переходных процессов.

Влияние пространственных эффектов на показания реатиметров было изучено с помощью специальной модельной задачи. Задача была сформулирована таким образом, что в ходе переходного процесса реактор во все моменты времени оставался критическим в рамках классической точечной модели (внесенная реактивность равнялась нулю), но происходило изменение композиции активной зоны за счет одновременного извлечения и погружения отдельных кластеров. Моделировались показания ИК и реактиметров. Наличие пространственных эффектов обусловило значительное отклонение показаний реактиметров от нуля, как в положительную, так и в отрицательную сторону (величина отклонения до 3*10-3). Время, за которое влияние пространственных эффектов становится пренебрежимо мало, составляет десятки секунд.

Кроме того с целью верификации программы по экспериментальным данным были проведены расчеты, связанные с моделированием испытаний, проведенных в феврале 1995 года на 2-ом блоке Калининской АЭС. Испытания выполнялись на 45% уровне мощности и заключались в определении времени падения отдельных кластеров. При этом осуществлялась запись токов ИК и показаний реактиметров. Наблюдалось уменьшение влияния пространственных эффектов на определение веса кластера за счет отрицательных обратных связей по сравнению с расчетами аналогичных процессов для реактора с "замороженными" обратными связями. В целом можно отметить удовлетворительное совпадение расчетных и экспериментальных данных, что может служить основой для разработки расчетно-экспериментальных методов определения реактивности.

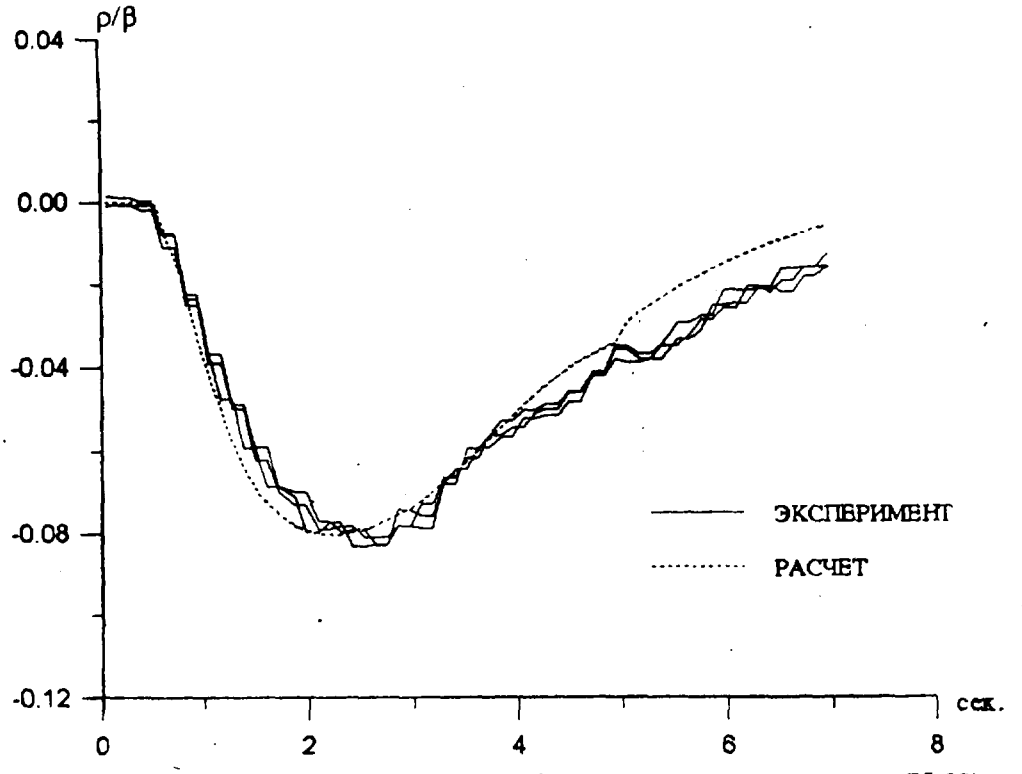


Рис. 1. Показания реактиметров при сбросе центрального кластера (N 82).

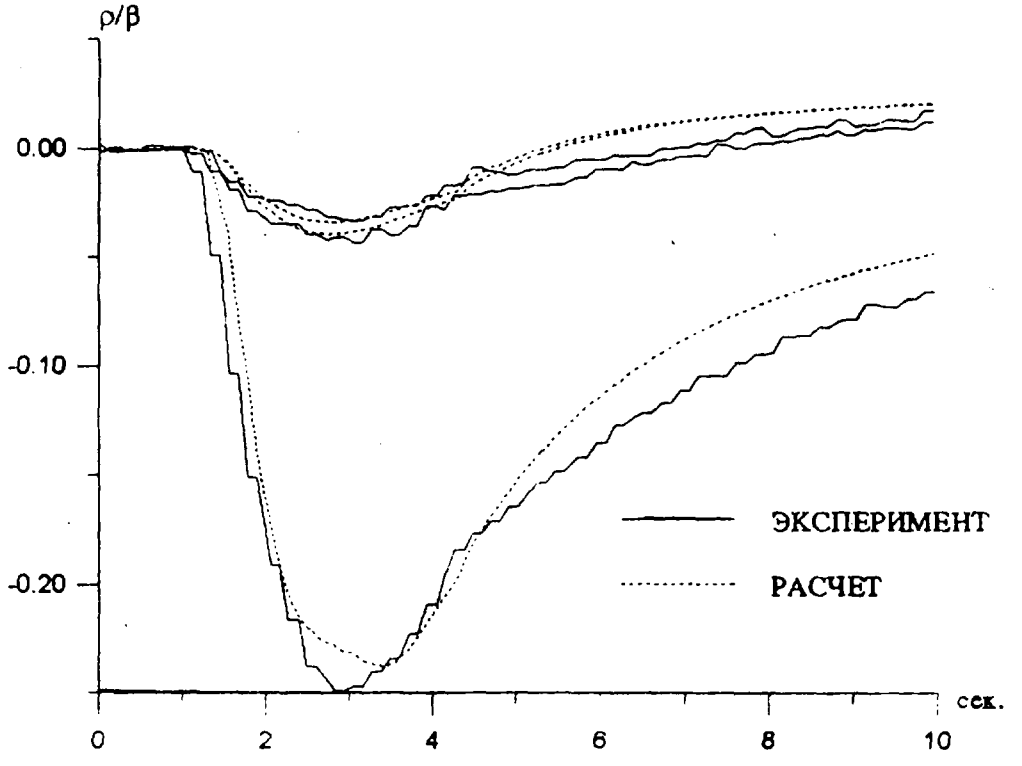


Рис. 2. Показания реактиметров при сбросе переферийного кластера (N 47).

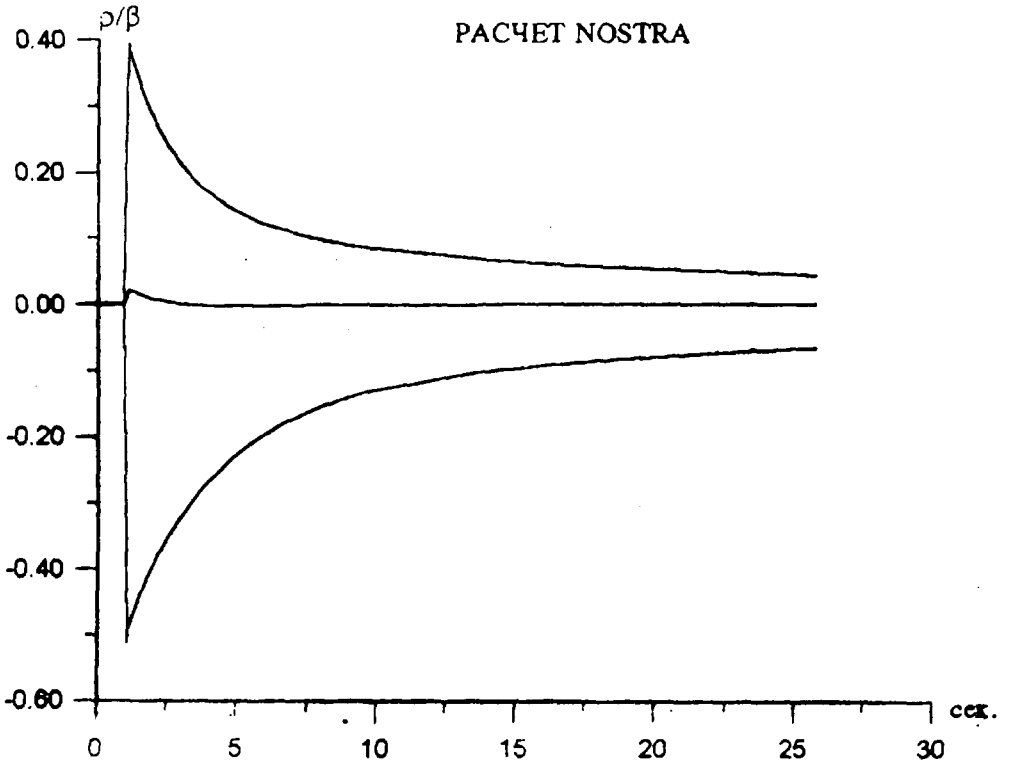


Рис. 3. Показания реактиметров при одновременном сбросе и выбросе двух симметричных переферийных кластеров (N 38 и 126).

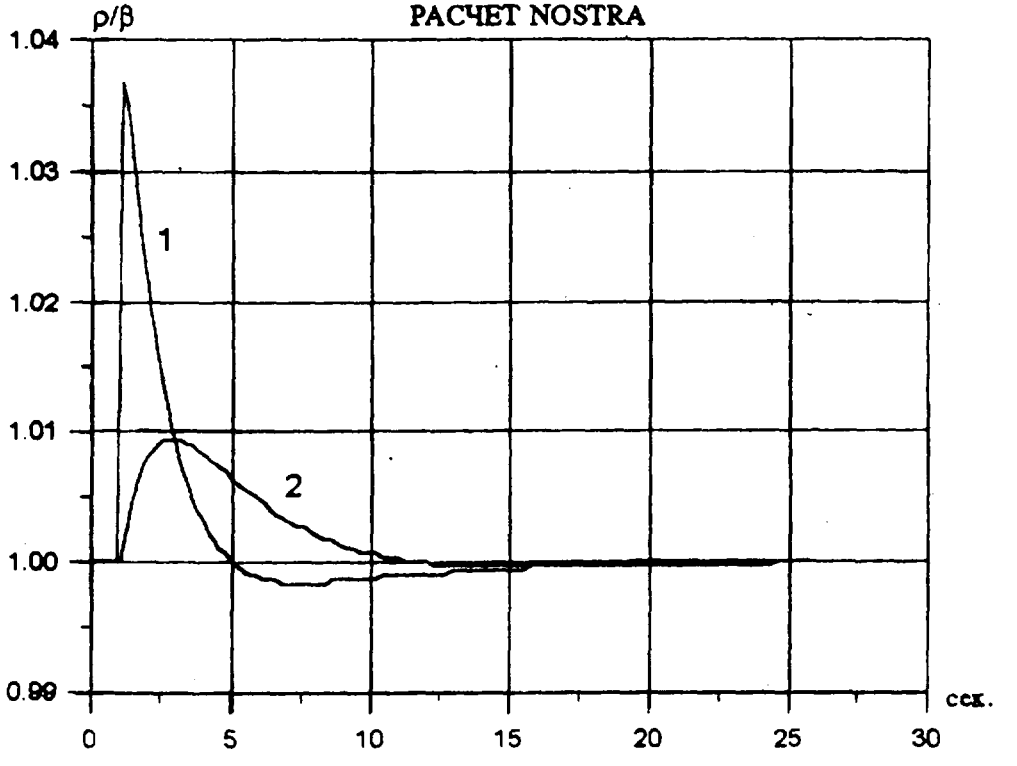


Рис. 4. Энерговыделение в топливе (1) и тепловой поток (2) при сбросе и выбросе двух симметричных кластеров (N38 и 126).

ЗАПРОЕКТНЫЕ АВАРИИ

SEVERE ACCIDENTS

Секционное заседание 4
5 сентября, 14.30 — 17.00

Session 4
September 5, 14.30 — 17.00

RU9604452

The RBMK reactor Structural Mechanics at the Fast Destruction Phase

L.M.Parafilo, V.N.Korolev, O.Yu.Novoselsky
Institute of Physics&Power Engineering, Obninsk, Russia
Reactor Design Institute of the Power Engineering, Moskow, Russia

Механика структур реактора РБМК на этапе быстрого разрушения

Л.М.Парафило, В.Н.Королев, О.Ю.Новосельский
Физико-энергетический институт, Обнинск, Россия
Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники, Москва, Россия

АННОТАЦИЯ

На основе описываемого сценария гипотетической аварии с полным разрушением реактора и примыкающих конструкций определены задачи расчетного анализа, основу которого составляют проблемы механики структур. Приводятся результаты решения некоторых задач для случая множественных разрывов труб технологических каналов.

1. The familiar scenarioes of the 4th block Chernobyl NPP accident based mainly on the neutron-physical and thermo-hydraulical components. The scenario could be more trustworthy if structural mechanics would be take into consideration. There are reliable data about reactor remains. It is evident that the inter communications of the structural mechanics and other components (including thermo-chemical) are essential in this case. Following scenario may be considered as an attempt to coordinate the accident's events to put emphasis on the structural mechanics problems. Such a method of analysis will provide more complete description of the accident. This paper is the attempt to resolve same of these problems.

2. Let's divide the accident's scenario into the following stages.

Stage 1. Fast (a few second) reactor's power excursion up to ~200-500% . The were some difference between two sides of the reactor. The pressure in the drum separators was rised to ~115-130%. The runaway because of coolant density drop is most probable. There was local abnormally high power intencity with explosive break of the fuel elements. Part of that fuel mass find themselves on the inner surfaces of the pressure tubes (PT). Other part of dispersed fuel creates the high density suspension.

Stage 1 tasks: fuel's flying away, shaping of the temporal dens fuel structures, axial fuel transport including the transport of lower sub-assembly part, stress-strain state of the PT, in-tube generated shock waves propagation.

Stage 2. Tube rupture as a result of PT overheating. The outcoming mixture of coolant and dispersed fuel form high pressure internal areas near to break places. The core elements are displaced at horizontal and vertical directions. The pressed stack provides the force transfer from high pressure areas to casing, upper and down reactor plates. The casing deform, lift of the upper plate, increasing load on the reactor support construction. Because of the casing compensator rigidity low all reactor structure below upper plate has a chance to move down under force effecting the interior part of the lower plate. The high-temperature flowing mixture reacts with tubes, casing and graphyte. Thickness of these objects decreases, hydrogen is produced.

Stage 2 tasks: estimation of the tube break opportunity, of the coolant flow in the reactor space after that, of the pressure field and displacement of the block-laying, of the forces acting at the plates and casing, of the support structure resistance.

Stage 3. The PTs, the control system (CS) tubes and the reflector coolant tubes breaks would be unevitable if the upper plate is lifted. Because of different conditions these breaks are not simultenous. The initial break location make the upper plate lifting noncomplanery. As a result there will be a

localisation of secondary breaks. CS tube breaks may be dangerous because draining of them leads to input ~$4\beta_{eff}$ positive reactivity. Pressure in the CS circuit is near to barometric pressure, pressure in the reactor space may be essentially more. Low-density vapor from the reactor space will substitute the water in the CS tubes and even to move control rods. A new power rise will be possible, as well as runaway. All this events may coincided with the lower plate moving if the reactor support structure resistant will be unsuffitient.

Stage 3 tasks: the dynamic of tube breaks, flow in the CS circuit, lower plate moving.

Stage 4. There are essential change in the object's topology. The tube breaks cause fast pressure increase. Because of decreasing of the number unrupture tubes the resistance to following rupture is decreased. This process is similar to the chain reaction. The reactor structure is divided: the lower part falls with acceleration more then gravitational one the upper plate take off with a great velocity. The pipelines connected with the upper plate act with the walls of reactor hall and break. Pressure drop between lower and upper parts of the reactor shaft make available ejection of the core elements. The upper plate falls in the free shaft volume. At the stage 4 of the steam-water-H_2 mixture flows from the reactor space through the mounting space to the drum-separator boxes. H_2-explosives in the boxes cause the collapse of the structural construction.

Stage 4 tasks - fracture mechanics: the reactor and upper plate moving, the casing break, the tube breaks above the upper plate, the stack elements ejection from the reactor, structural construction destroying.

3. To solution all these tasks mustbe created new methods and new software. This software will proveded the simultaneous calculations of all principal processes. Some of that problems were solved. There are following modules today:

- thermal model of the core,
- thermo-hydraulic model of the reactor circuits,
- model of the flow, heat transfer and heat transport in the reactor space (in the gap system),
- mechanics structure model of the reactor.

The first two models are connected with point kinetic model of the core and they were jointed to single code, The last two models are separate codes. Joint actions of the codes take by means of file data changing.

The model of flow in the reactor space are based on the hydraulic approximation. The gap system were simulated by connected one-dimension channels system. Main problem was nonlinear hydraulic resistance with factor changing from 10^{-3} to 10^{3} as a nominal value. It is function of blocks displacement and parameter flow changing.

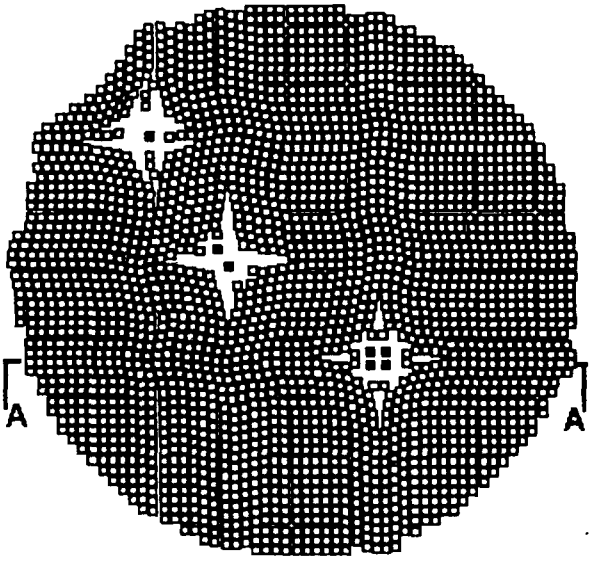
The big displacement of the core elements were demanded to use the nonlinear deformation theory. Because action of the thermo-local load at the shall's elements we were used Shor's nonisothermic plasticity theory that take into account temperature dependence of the material yield stress. Geometrical nonlinearity were accounted for by incremental theory based on Green's deformation increment tensor and on Piola-Kirghoffa's strain tensor. Main digital model was produced reducing from three-dimension model to rod's model. To advanced stages of the deforming these was used variation-difference method based on the discontinuity basis functions.

4. To demonstrate some characteristic of the accidental behaviour and some possibilities of the created codes calculation of the hyphotetical accident to the RBMK core were performed At the middle horizontal cross section at the same time 7 PT were breaked . Flow rate trough each rupture was 30kg/s if pressure in the reactor space at the break point was barometric. The more tha pressure the less the flow rate. The quality of the flow in tube was set 30%. The reactor was in operation mode at full power.

Fig.1 shows the state of the stack at the moment 1 sec after breaks on the central horizontal section. The visible sizes of the gaps here are essentialy increased to visualise the picture. Main peculiarities are here

- the predominantly disturbance expantion along of the main axis,
- the creation of thepressed area around break tubes with high hydraulic resistance,
- fast disturbance expantion to the stack border, contacts with casing.

The fig.2 show the gauge pressure distribution at the central horizontal section. Near the break places the pressure is approximately the same ~2.3 MPa. Next isobaric level is one half as large and so on. The block-laying packing around the break places causes the pressure to be abruptly decreased (fig.3). The results give the possibility to defined the force dynamics acting to the reactor structure, to asses their stress-strain state and integrity.



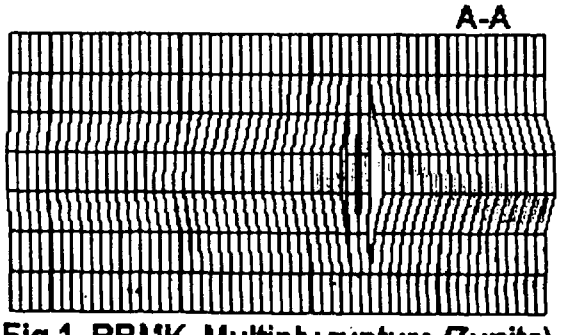


Fig.1. RBMK. Multiply rupture (7units) of the channel tubes. Time = 1s.
▪ - cell with rupture tubes.

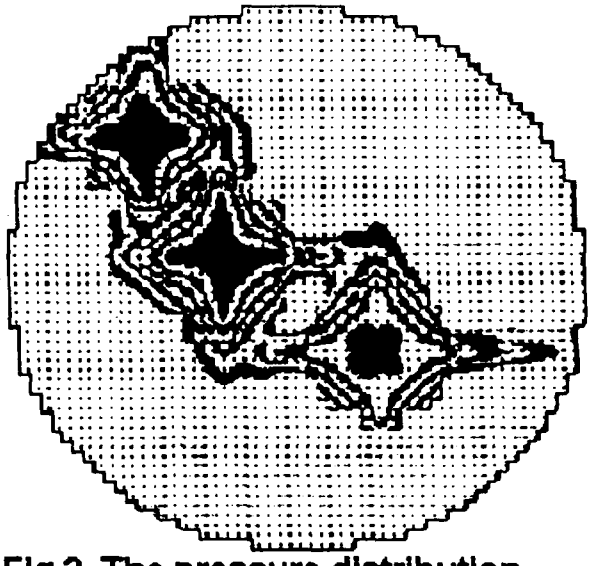


Fig.2. The pressure distribution at the middle horizontal section. Time = 1s. Pmax = 2.4 MPa.

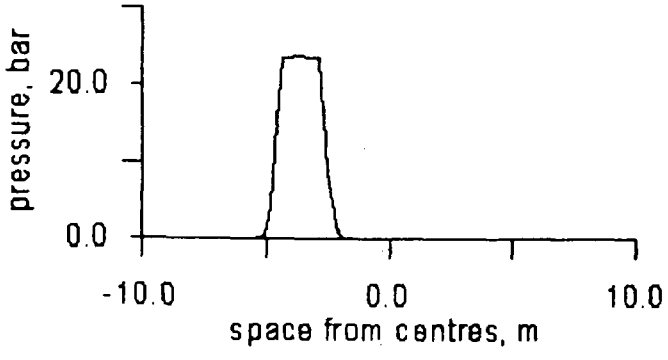


Fig.3. The pressure distribution along main horizontal axis at the fig.2.

RU9604453

The computing simulation of reactor with high heat capacity core behaviour at failure by caused enter large positive reactivity.

Goltsev A.O.

RRC "Kurchatov Institute" p. (095)-196-7016, fax 7-095-882-5809

Расчетное моделирование поведения реактора с большой теплоемкостью активной зоны при аварии вызванной вводом большой положительной реактивности.

Гольцев А.О.

The questions of enter negative reactivity by means of temperature and density feed-backs at conditions unable to work of emergency systems are analyzed. Is shown, that in consequence high heat capacity of fuel used in reactor, even the failure with enter reactivity 10 Beff is not large accident for such type reactor.

Наряду с аварийной ситуацией, связанной с потерей теплоносителя, не менее важными являются запроектные аварии, вызванные выбросом поглощающих стержней из активной зоны реактора, которым в настоящее время уделяется незаслуженно мало места. Целью рассмотрения аварий относящихся к классу тяжелых, является оценка степени повреждения активной зоны и количества выходящих при этом в теплоноситель продуктов деления.

На предыдущем семинаре в 1993 году было доложено о концепции безопасного водоохлаждаемого реактора с алюминиевыми тепловыделяющими блоками содержащими шаровые твэлы ВТГР. Вследствие высокой теплоемкости используемого в реакторе топлива на первый план при рассмотрении аварий, связанных с вводом большой положительной реактивности, выходят вопросы изучения ввода отрицательной реактивности за счет температурных и плотностной обратных связей. В условиях развития таких аварий будем предполагать, что аварийная защита по тем или иным причинам не срабатывает и выход реактора на новый уровень мощности или его глушение происходит именно за счет обратных связей.

В расчетах использовалась программа СТАРТ4, предназначенная для моделирования динамических процессов в реакторах различных типов в R-Z геометрии. В этой программе перенос нейтронов описывается в многогрупповом диффузионном приближении, нейтронно-физические константы предполагаются зависящими (в данных расчетах) от температуры UO_2 (керн микротвэла), температуры графита и плотности воды. Учитывается поглощение на Xe^{135} и Sm^{149}. Тепловыделение описывается тремя составляющими: тепловыделение от реакции деления (в керне микротвэлов), от распада продуктов деления (остаточное тепловыделение) и учитывается тепловыделение в воде за счет замедления в ней нейтронов.

1.Реактивностная авария при работе реактора на номинальной мощности.

В ходе расчетов предполагалось, что выброс группы поглощающих стержней происходит в реакторе который работает на номинальном уровне мощности. При этом величина вводимой положительной реактивности составляет ~2 $B_{эфф}$. Предполагалось при этом, что давление в контуре не падает (в следствие ухода пароводяной смеси через образовавшиеся отверстия), и значит по этой причине вода не закипает, и следовательно не вводится большая отрицательная реактивность. Аварийная защита, как было сказано выше, - не срабатывает.

Расчеты показывают (рис.1), что при быстром вводе положительной реактивности (за 1-5 сек) ее компенсация происходит в основном за

счет эффекта Допплера, т.к. тепло не успевает отводиться из твэла в теплоноситель. При медленном вводе реактивности (свыше 20 сек), наоборот, из-за того, что отвод тепла происходит быстрее его генерации, основной вклад в отрицательную реактивность дают увеличение температуры воды и соответствующее уменьшение ее плотности. Этому способствуют хорошие условия транспорта тепла от поверхности шаровых твэлов к воде, обеспечиваемые алюминием.

Поэтому, аварийная ситуация, обусловленная извлечением группы поглощающих стержней весом ~2 В$_{эфф}$ из активной зоны реактора, работающего на номинальной мощности:

(1) заканчивается выходом реактора на новый более высокий уровень мощности на ~50-70% выше номинального,
(2) подобная авария не приводит к сколько-нибудь ощутимым последствиям с точки зрения повреждения активной зоны реактора.

2. Реактивностная авария при физпуске

Запроектная аварийная ситуация, вызванная самопроизвольным извлечением поглощающих стержней из холодного разотравленного реактора, теоретически может произойти при отрыве или подъеме верхней крышки реактора, на которой размещены приводы СУЗ, например, в результате спланированной диверсии. Принималось, что вводимая при этом величина положительной реактивности составляет ~10 В$_{эфф}$.

Извлечение поглощающих стержней вызывает резкий скачок энерговыделения в топливных кернах, сопровождающийся ростом температуры топлива (кернов), причем скорость роста энерговыделения и его максимальное значение зависит от скорости вывода стержней из активной зоны реактора. По мере возрастания температуры на динамическом поведении реактора начинает сказываться отрицательный коэффициент реактивности по температуре топлива. В этот момент характер поведения реактора определяется конкуренцией трех процессов: генерации тепла (Qk) в кернах микротвэлов, его отвода (Qs) в графитовую матрицу твэла и объемным нагревом воды за счет замедления в ней нейтронов (Qв).

Осциллирующий характер поведения мощности на первой секунде развития аварии объясняется разбалансом скоростей ввода положительной (стержни) и отрицательной (Допплер-эффект) реактивности. В конце первой секунды эти скорости уравниваются и мощность перестает осциллировать.

Кроме эффекта Допплера на поведение реактора в реактивностных аварийных режимах оказывают влияние температурный и плотностной эффекты по воде. Наступление момента времени, когда они становятся определяющими, зависит от толщины графитовой матрицы твэла и теплофизических свойств графита. Возрастание температуры воды и уменьшение ее плотности приводит к тому, что мощность реактора начинает падать вследствие вносимой значительной по величине отрицательной реактивности, а при закипании теплоносителя происходит глушение реактора. Причем, температура алюминия в течение всего аварийного процесса незначительно отличается от температуры воды, а достигаемые максимальные температуры алюминия значительно ниже температуры его плавления (рис.2).

На основе проведенных расчетов были сделаны следующие выводы:

(1) Развитие аварийного процесса разгона холодного разотравленного реактора при извлечении всех поглощающих стержней из активной зоны заканчивается глушением реактора за счет закипания теплоносителя.
(2) При быстром (за ~ 1 сек) извлечении поглощающих стержней из активной зоны реактора существует возможность достижения

максимальной температурой топлива значений ~ 1600 С, что может привести к разрушению части микротвэлов, и, как следствие этого, выходу продуктов деления в графит матрицы. Дальнейшему их выходу в контур установки будет препятствовать сохраняющая целостность алюминиевая оболочка.

(3) Существует необходимость подробных исследований процессов динамики возникающих в твэле температурных напряжений вследствие резкого увеличения градиентов температур между топливом (кернами) и графитом (матрицей), а также между центром и поверхностью шарового твэла и их воздействием на целостность алюминиевой оболочки.

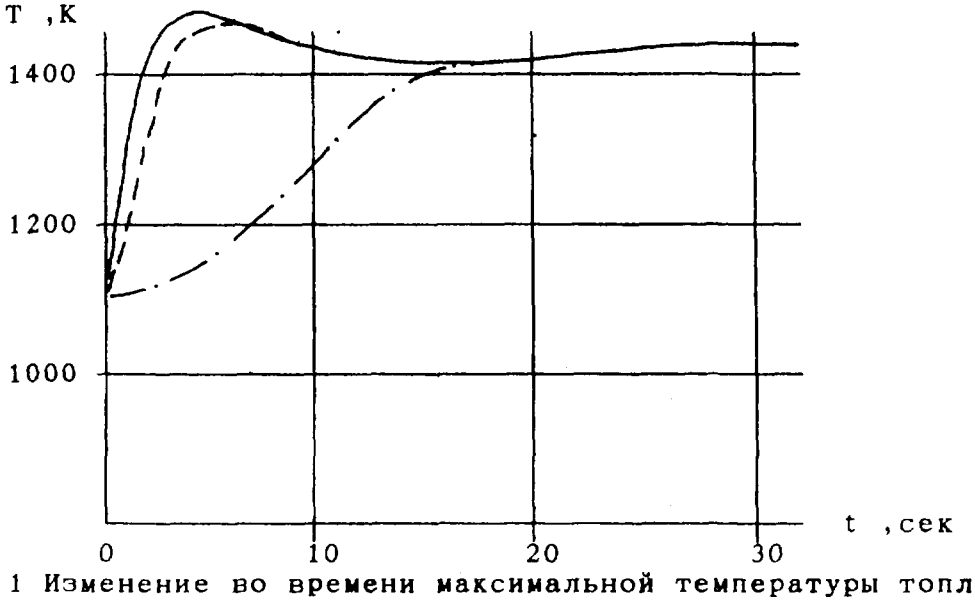


Рис.1 Изменение во времени максимальной температуры топлива при извлечении поглощающих стержней весом 2 $B_{эфф}$ со скоростью —·— -10 см/с; — — — 100 см/с; ——— 200 см/с.

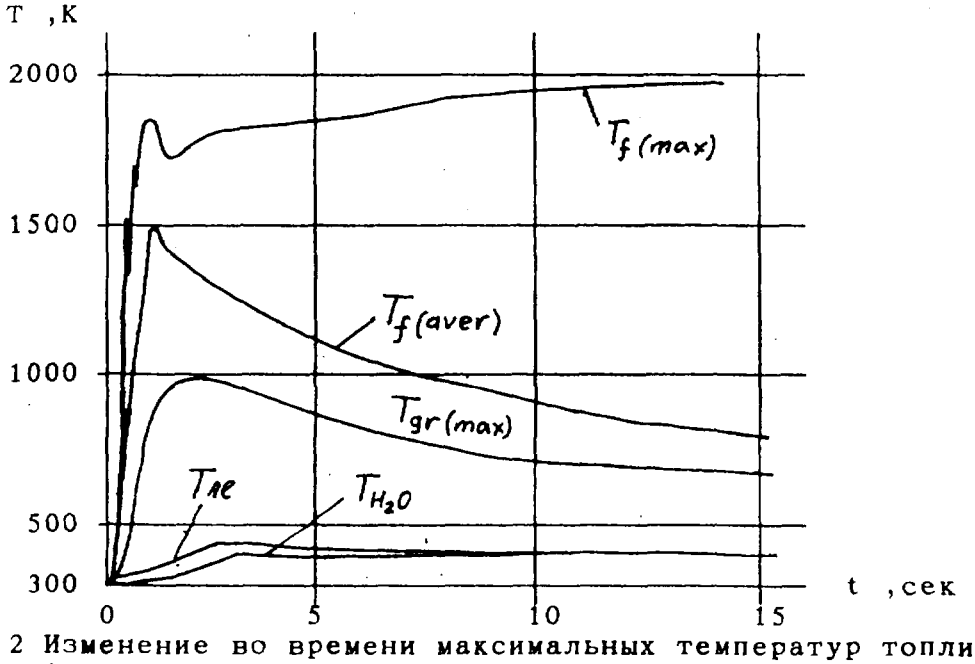


Рис.2 Изменение во времени максимальных температур топлива, графита, алюминия и воды при извлечении поглощающих стержней весом 10 $B_{эфф}$ со скоростью 400 см/с.

RU9604454

Calculation study of accident development from one subassembly to neighboring subassemblies at fuel melting in fast reactor core

Yu.K. Buksha, E.E. Marinenko
Institute of Physics and Power Engineering

Расчетные исследования распространения аварии от отдельной ТВС на соседние при плавлении топлива в активной зоне быстрого реактора

Ю.К. Букша, Е.Е. Мариненко
ГНЦ РФ "Физико-Энергетический Институт"

Аннотация

В докладе рассматривается математическая модель и методика расчета проникновения расплавленного топлива из аварийной ТВС в пучок стержней соседних с ней ТВС. В модели учитываются изменение фазового состояния расплава в процессе теплообмена с твэлами, образование на поверхности твэлов "корочки" из застывшего топлива, отрыв "корочек" от твэлов и их последующий перенос. Приведены результаты параметрических исследований при различных исходных данных. Сделано сравнение с экспериментальными данными, полученными за рубежом.

Introduction

Accidental processes in the single subassembly connected with unbalance between the power level and the flowrate of coolant due to the subassembly blockage may lead to accident propagation to the neighboring subassemblies or the whole core. One of the possible accident sequences is the following: the molten fuel and steel drain downward and create a plug on the lower blanket; a molten pool is formed over this plug; the subassembly wall is melt through and liquid fuel penetrates into the neighboring bundle. It is very important to evaluate the time and the length of propagation, because the melt can freeze and block sodium flow in the neighboring subassembly, than can lead to further accident propagation

Mathematical model

Accurate mathematical description of the melt fuel flow in complex geometry of subassembly with phase transitions is very complicated. To obtain practical results we use simple approach based on one-dimensional models.

In this approach the one-dimensional flow of incompressible one-phase liquid perpendicularly to the fuel pin bundle of the neighboring subassembly is under consideration. The actual channel around each fuel pin is substituted by an equivalent circular one, assuming that free volume of the subassembly is conserved. To obtain limiting evaluations it is assumed that no thermal fuel coolant interaction takes place. It is supposed that the coolant has evaporated on the way of the melt fuel and heat transfer between the melt and the liquid coolant is effected only due to radiation. The melt consist of two components: injected liquid (UO_2) and steel from molten claddings. The physical properties of the melt (viscosity, thermal conductivity, etc.) are assumed to be depending on the steel concentration.

To describe liquid motion the momentum conservation equation is used :

$$\rho\frac{\partial V}{\partial t} + \frac{\rho}{S}\frac{\partial SV^2}{\partial z} + \Delta P_{ш} - \rho g\cos\Theta + \frac{\partial P}{\partial z} = 0 \qquad (1)$$

On integrating equation (1) and using the mass conservation equation we obtain an equation for determining the inlet velocity of the melt. Knowing the inlet velocity it is possible to determine the distribution of velocity along the channel.

During the melt propagation the melt and the fuel pins exchange heat. An crust consisting of frozen fuel can form on the cladding. This crust is stable until the cladding breaks away from the fuel pin. Heat exchange between the liquid and the particles of cladding and crust is presented in one-capacity approximation.

The melt temperature is calculated by solving the energy conservation equation:

$$\rho C_p\frac{\partial\Theta}{\partial t} + \rho C_p V\frac{\partial\Theta}{\partial z} = Q \qquad (2)$$

where Q takes into account the convective heat exchange with fuel pins, heat generation in the melt fuel and the heat exchange with the particles of broken crusts and claddings.

The temperature distribution in the fuel and cladding is described by heat conduction equation, taking into account only radial heat conductivity:

$$\rho_f C_p\frac{\partial T}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial r}r\lambda\frac{\partial T}{\partial r} + q_v \qquad (3)$$

with corresponding boundary and initial conditions.

The thickness of crust is defined by following equation:

$$\rho\chi\frac{d\delta}{dt} = q_1 - q_2 \qquad (4)$$

where χ–heat of melting, q_1 - heat flux from liquid to crust, q_2 - heat flux from crust to cladding.

The calculation is terminated in the following cases: a) the whole subassembly is filled; b) the grown crust bridges the channel; c) the bulk freezing of the liquid takes place .

Some calculation results

The basic characteristic of accident process is the length of the melt penetration, which determine the blockage of coolant flow cross-section and ,so, the coolant flowrate reduction. The character of process depends on many parameters: the melt temperature, pressure drop between the accidental and the adjacent subassemblies, initial temperature of fuel and cladding in the adjacent subassembly, etc. There is great uncertainty in the values of many parameters. The some limiting evaluations of the melt temperature can be made. Most likely the temperature of the front of the melt is close to melting temperature. That gives the lower estimation. The upper estimation is given by the boiling temperature of fuel. As for the pressure drop it is difficult to estimate its value, so, the parametrical study has been conducted. For example, figure 1 presents the dependence of the penetration length on time at various pressure drop. The inlet melt temperature is the melting temperature of fuel.

To verify this model the calculation of some experiments on melt fuel propagation were made. On the basis of comparison of the calculated and experimental data the some parameters of the model were chosen. As presented in figure 2 there is a good agreement between calculation and experiment.

Some conclusions

On the basis of calculation analysis following conclusions can be made:

- calculation results are very sensitive to some parameters (melt temperature, pressure drop, etc.)
- experimental and calculation data are in rather good agreement
- if the melt temperature = 3100 ^{o}K (melting temperature) and the accident is detected (the reactor is shut down), the whole filling of subassembly takes place only at big pressure drop (> 1 MPa)
- in the range of initial melt temperatures from 3100 ^{o}K to 4000 ^{o}K the time of penetration is 0.1-0.3 s
- at the pressure drop < -.1 MPa and the melt temperature near the melting temperature, the propagation length is less then 6 rows of pins (less then a half of subassembly cross-section), that does not lead to rapid development of accident.

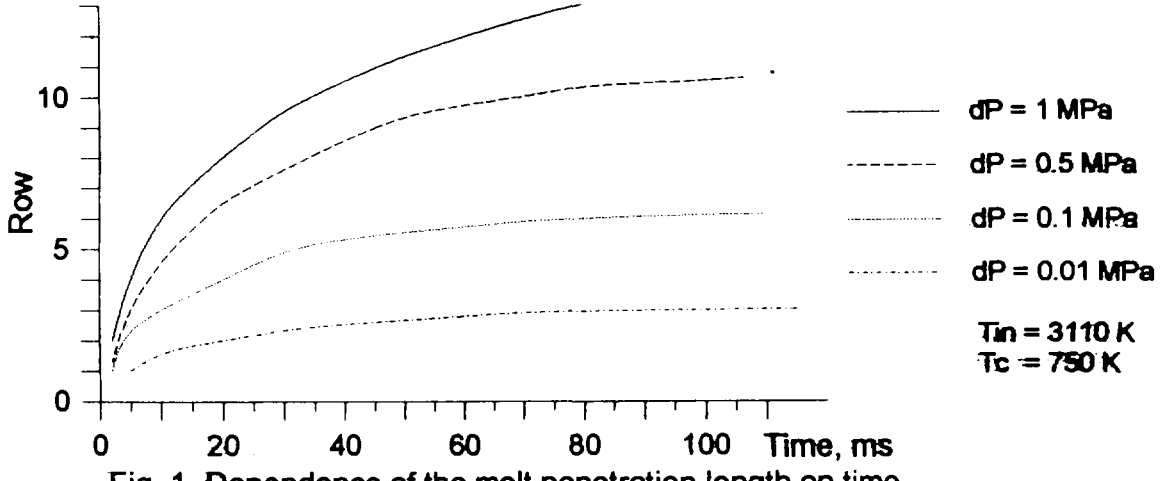


Fig. 1. Dependence of the melt penetration length on time

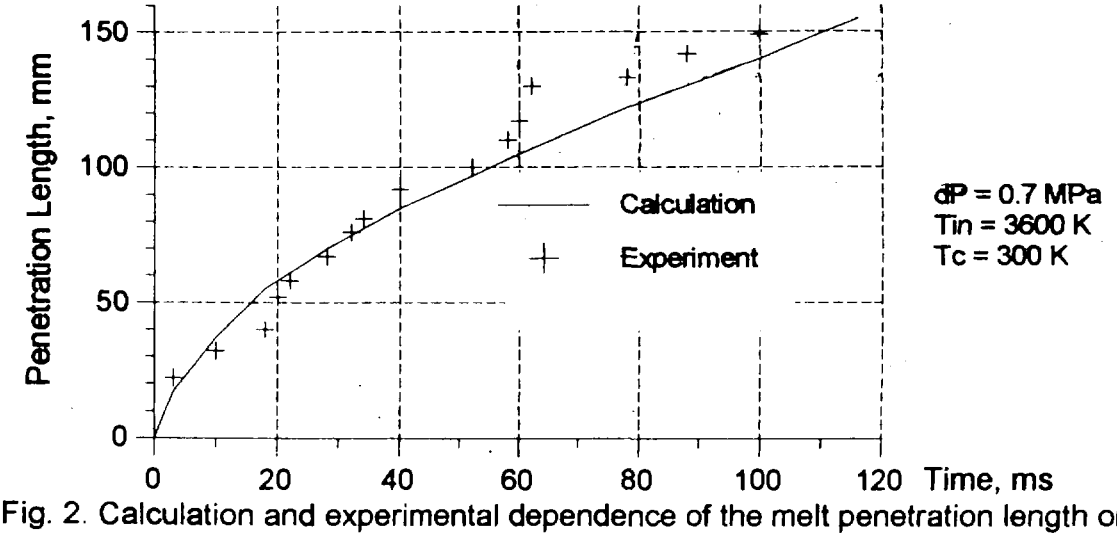


Fig. 2. Calculation and experimental dependence of the melt penetration length on time

SIMULATION OF THERMAL DESTRUCTION OF REACTOR VESSEL UNDER CORE MELTING

Dolgov V.V., Kasheyev M.V., Muranov Yu.V.

Institute of Physics & Power Engineering
249020, Bondarenko sq.1, Obninsk, Kaluga Region, RUSSIA

МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕПЛОВОГО РАЗРУШЕНИЯ КОРПУСА РЕАКТОРА ПРИ РАСПЛАВЛЕНИИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

Долгов В.В., Кащеев М.В., Муранов Ю.В.

Физико-энергетический институт
249020, Россия, Калужская обл., г.Обнинск,
пл. Бондаренко, 1

RU9604455

ABSTRACT

In the paper the mathematical models of thermal interaction of "corium" with the vessel wall under severe accident conditions, connected with the reactor core destruction, and the reactor vessel melting and dissolution, are given. The calculations results on two-and one-dimensional models are presented and analysed. Comparison of calculational and experimental data on the vessel wall destruction intensity under interaction with "corium" had been carried out and gave satisfactory results.

В докладе представлена математическая модель одного из возможных вариантов развития тяжелой аварии на АЭС, связанной с расплавлением активной зоны и тепловым разрушением корпуса реактора [1].

Рассматривается промежуточная стадия аварии: разрушен реактор, пространство внутри корпуса занято расплавленным кориумом с твердыми фрагментами топлива и конструкционных материалов, растворяется и плавится стенка корпуса.

Процессы, определяющие интенсивность разрушения корпуса (растворение и плавление), однозначно зависят от интенсивности остаточного тепловыделения, протекающих обменных процессов внутри объема и теплоотвода от внешней стенки.

Формальное отображение теплофизических процессов в объеме, ограниченном стенкой корпуса, в самой стенке и на ее наружной поверхности, представлено в виде системы двумерных, нестационарных уравнений, описывающей:

1. Конвективно- диффузионный перенос массы кориума, растворенной и расплавленной стали и твердых фрагментов активной зоны (для внутреннего объема).
2. Перенос тепла в двухкомпонентной смеси расплава (кориум-сталь) с учетом действия источников, с использованием известных для двухкомпонентных сред способов переноса тепла (молекулярного, диффузионного, конвективного). Перенос тепла через стенку с учетом затрат энергии на расплавление стенки и потерь с внешней поверхности в окружающее пространство, отвод тепла с открытой поверхности.

3. Перенос потока импульса для расплава в виде известных уравнений гидродинамики при вязкостно-гравитационном течении среды, с учетом диссипативных потерь от присутствия в расплаве твердых включений.
4. В качестве замыкающего соотношения для определения скорости перемещения границы "расплав-твердая стенка" использовано условие баланса тепла на внутренней поверхности стенки и условие, лимитирующее интенсивность отвода растворенной стали из пристенной зоны в объем.

Кроме того, в докладе представлена другая версия сценария разрушения стенки, заключающаяся в рассмотрении процесса плавления как объемного. В соответствии с этим проведена коррекция базовой системы уравнений. Замыкающие коэффициенты и функции заимствованы из отечественных и зарубежных источников.

Упрощенными рабочими вариантами изложенной выше модели являются двумерная осесимметричная [2] и одномерная математические модели.

Основу модели [2] составляют двумерные нестационарные уравнения сохранения массы, импульса и энергии для кориума как "пористого тела" и уравнение теплопроводности для корпуса реактора, записанные в r-z геометрии. Она включает в себя следующие особенности:

1. Решается задача Стефана.
2. Уравнение неразрывности содержит нестационарный член.
3. Система уравнений сохранения массы, импульса и энергии для кориума записывается как для пористого тела, что позволяет учесть наличие твердых фрагментов активной зоны в расплавленном кориуме.
4. На поверхности расплава учитывается эффект Марангони.
5. Теплофизические свойства кориума и стали зависят от температуры.
6. Теплоотдача с зеркала расплава или корки осуществляется излучением и конвекцией.
7. Теплоотдача с наружной поверхности корпуса к парожидкостной смеси осуществляется излучением и конвекцией.

Важное преимущество модели [2] состоит в том, что она позволяет рассчитывать развитие аварии на более ранних стадиях, когда еще имеется твердая фаза в жидком кориуме. С течением времени под действием остаточного тепловыделения и в результате взаимодействия с более горячей жидкой фазой происходит плавление твердой фазы кориума. Для определения стоков тепла при плавлении твердой фазы кориума в рамках модели [2] разработана соответствующая методика, изложенная в [3].

В разработанной авторами одномерной математической модели взаимодействия кориума с корпусом реактора использованы уравнения теплопроводности, записанные для двух сред: кориума и стенки корпуса. Решается задача Стефана. Для описания и учета турбулентной конвекции тепловыделяющего расплава используется идея об изотропном характере турбулентности в расплаве. Учитывается снижение тепловыделения в расплаве за счет выхода радиоактивных продуктов деления. Охлаждение боковой стенки корпуса реактора моделируется путем введения стока тепла. Особенность одномерной модели заключается в возможности ее использования для расчета взаимодействия струи расплавленного кориума с корпусом реактора.

По двумерной и одномерной моделям были получены следующие результаты: поля скорости, температуры и давления, зависимость толщины проплавления корпуса от интенсивности охлаждения наружной поверхности, временное поведение толщины проплавления корпуса и форма каверны, распределение теплового потока на зеркале расплава и на днище корпуса.

Проведено сопоставление результатов расчета по двумерной и одномерной моделям. Совпадение результатов удовлетворительное.

Расчетный код ВРКР, разработанный на основе двумерной осесимметричной модели, верифицирован с использованием экспериментальных данных ФЭИ по температуре на внутренней и наружной поверхности модели днища корпуса реактора.

Литература.

1. Муранов Ю.В. и др. К постановке задачи о тепломассообменных процессах при воздействии расплава активной зоны на корпус реактора: Препринт ФЭИ-2370, Обнинск, 1994.
2. Кацеев М.В., Муранов Ю.В. Математическое моделирование теплообменных процессов при взаимодействии кориума с корпусом реактора: Препринт ФЭИ-2367, Обнинск, 1994.
3. Кацеев М.В., Муранов Ю.В., Юрьев Ю.С. Определение стоков тепла при плавлении твердой фазы кориума: Препринт ФЭИ-2377, Обнинск, 1994.

ИЗУЧЕНИЕ ПЕРЕМЕЩЕНИЯ РАСПЛАВЛЕННОЙ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ МАССЫ ПРИ ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Г.Н. Власичев, Г.Б. Усынин

RU9604456

Нижегородский Государственный Технический Университет

В соответствии с современной концепцией безопасности ядерных реакторов требуется рассмотрение запроектных аварий с тяжелыми повреждениями активной зоны, разработка мер по управлению аварией, включающих меры по предотвращению развития проектных аварий в запроектные и ослаблению последствий запроектных аварий. При этом должны рассматриваться все стадии постулируемых аварий, вне зависимости от наличия технических решений по прекращению развития аварии на предшествующих стадиях.

Считается, что в быстром реакторе в случае расплавления топлива в активной зоне наступает малоизученная стадия перемещения тепловыделяющего расплава из активной зоны вниз через большие массы внутриреакторных материалов в направлении днища реакторного корпуса. Такое движение расплава должно, по-видимому, происходить и в более вероятном случае расплавления топлива в ограниченном числе ТВС при максимальной проектной аварии с полной блокировкой расхода теплоносителя в отдельной ТВС.

В результате рассмотрения перемещения расплавленной тепловыделяющей массы могут быть оценены глубина и время ее продвижения. При этом определяется уровень остаточного тепловыделения в топливе, зависящий от времени движения и необходимый в оценках эффективности охлаждения топливных фрагментов на защитном поддоне, располагаемом в современных проектах быстрых реакторов над днищем корпуса.

В предшествующих расчетных оценках продвижение тепловыделяющего слоя рассматривалось на основе соотношений теплового баланса для случая отсутствия теплоотвода натрием вниз. Позднее расчеты проплавления нижележащих конструкций, основные результаты которых представляются в настоящей работе, стали выполняться на ЭВМ с помощью программы TRAMS-FDOWN, разработанной на основе численного решения уравнения теплопроводности с явным выделением фазовых

границ. Специфические условия теплообмена в рассматриваемом процессе были учтены в дополнительных программных модулях. Как и предшествующая балансная модель, расчетная модель TRAMS-FDOWN основывается на приближении плоской границы плавления под тепловыделяющей массой, но в ней учитывается поле температуры в указанной массе и в нижележащих материалах. В таком анализе принимается в расчет отвод тепла вниз теплопроводностью нижележащих материалов: воспроизводящего материала, стали, а также натрия. В последней версии расчетной методики дополнительно учитывается отвод тепла в поперечном направлении от тепловыделяющей массы и нижележащих проплавляемых материалов к объему соседних неповрежденных ТВС. Исходное двумерное дифференциальное уравнение теплопроводности с анизотропией эффективной теплопроводности в вышеуказанных направлениях решено численно. Используется приближение, в котором распределение температуры рассчитывается в аварийной группе ТВС в направлении продвижения тепловыделяющей массы (сверху вниз), в котором учитываются потери тепла в боковом направлении - полуторамерное приближение.

Проведен расчетный анализ продвижения расплавленного топлива от активной зоны реактора БН в направлении поддона в значительном числе ТВС при аварии с прекращением энергопитания без срабатывания аварийной защиты, а также применительно к аварии с прекращением расхода в отдельной ТВС для случаев распространения аварии на 6 соседних ТВС и ограничения аварии пределами одной первоначально аварийной ТВС. В результате расчетов по программе TRAMS-FDOWN получены данные по глубине и продолжительности продвижения тепловыделяющей массы.

При значительном числе ТВС с отсутствием боковых потерь тепла тепловыделяющая масса достигает (в соответствии с принятой физической моделью) напорной камеры. Для этого случая получены предельные значения времени ее движения до напорной камеры и поддона при двух различных исходных предпосылках.

Расчетные оценки показали значительное замедление продвижения тепловыделяющей массы в условиях ограничения ее поперечных размеров пределами 7 ТВС и особенно одной ТВС по сравнению с условиями без боковых потерь тепла. Получено, что в рассмотренных условиях с боковым охлаждением окружающими неповрежденными ТВС продвижение расплавленной тепловыделяющей массы прекращается в конструкциях

выше напорной камеры. При 7 ТВС рассматриваемая масса останавливается на глубине примерно 1/3 толщины верхней плиты напорной камеры, а в одной ТВС тепловыделяющая масса проплавляет лишь около 1/3 части НЗВ, после чего происходит прекращение движения и охлаждение расплавленного топливного слоя с одновременной постепенной конденсацией пара топлива из вышележащего парового объема. С учетом консервативности используемой физической модели (в первую очередь за счет использования модели теплопроводности без учета конвекции) можно сделать вывод об ограничении продвижения тепловыделяющей массы пределами конструкций между активной зоной и напорной камерой реактора при аварии с прекращением расхода в отдельной ТВС, как в условиях ограничения аварии пределами одной первоначально аварийной ТВС, так и в случае распространения аварии на соседние 6 ТВС.

Полученные с помощью представленной модели численные результаты имеют в значительной степени качественный характер и могут рассматриваться как первое приближение. Для более точных оценок количественных характеристик рассматриваемого процесса требуется дальнейшее совершенствование расчетной модели. Для этого имеются еще значительные резервы в рамках используемой математической модели теплопроводности.

RU9604457

Fuel Fragmentation and Pressure Waves Generation in Conditions of Reactors Reactivity Initiated Accidents.

Afremov D.A., Aksenov R.M., Sirotkin V.K., Soloviov N.V., Yu Zhen
(MEPhI)

Zverev A.A.
(RNC "Kurchatov Institute")

Фрагментация топлива и генерация волн давления в условиях реактивностных аварий реакторов

Р.М. Аксенов, Д.А. Афремов, В.К. Сироткин, Н.В. Соловьев, Чжэн Юй
(МИФИ)

А.А. Зверев
(РНЦ "Курчатовский институт")

***Аннотация.**. Предложена модель диспергирования расплавленного ядерного топлива и генерации волн давления (паровой взрыв) при динамическом разрушении твэла в условиях RIA. Предсказания модели сравниваются с экспериментальными данными. Показана возможность использования развитой модели для расчета этих явлений в условиях реального эксперимента без введения свободных параметров.*

Severe reactivity initiated accidents (RIA) of reactors are connected with fuel rods failure under powerful neutron flash. Dynamic fuel rods failure mechanism under pulse energy deposition was considered in work [1]. After rods failure during fuel - coolant interaction fuel disintegration and pressure pulses generation (vapour explosion) take place which may lead to the destruction of the reactor structure. In this work theoretical approach for the sequential description of fuel fragmentation and vapour explosion at RIA conditions is proposed.

Fuel fragmentation model is based on the mechanism of generation and growth of instabilities on the surface of scattering particles due to tangential instability [2]. Such approach was used in [3] for calculation of fragmented fuel particles size distribution at RIA conditions. In the basis of this approach lies the assumption that square occupied by instabilities with a given size d is proportional to the increment of their growth I(d). In this case we get the following expression for mass change of the particles with size d broken away from the disintegrating drop:

$$\dot{m}(d) = \rho_2 d I^2(d) S_0 / \int_{d\min}^{d\max} I(x)dx$$

where S_0 - square of the surface from which particles break away occurs, d_{min} and d_{max} - minimum and maximum sizes of breaking away particles which are changing during the braking and fragmentation of the pattern drop.

In work [3] it was assumed that d_{max} is strictly connected with pattern drop size. In such approach it was managed to satisfactory describe particle size distribution functions obtained in [4] for various experimental conditions. Moreover correlations between different parameters were established which allowed to recreate the distribution function actually with use of the sole parameter - fuel rod internal pressure at a failure moment. This pressure can be calculated in terms of the model proposed in [1]. Reliability of this approach is demonstrated at fig. 1 where calculated distribution (particles relative mass with size greater than given) is

compared with the experimental data from [5]. It is seen that measured particles size distribution can be satisfactory described without free parameters. Particularly good agreement is observed in the region of small particles. Just this region is most significant for further analysis of vapour explosion and particles throw in the environment.

Naturally for very large pattern drops the value of d_{max} is defined most probably not by their size but by the competition between instabilities modes. It seems reasonable to assume that d_{max} is proportional to d_{min}. Such situation occurs in the case of molten fuel release into coolant [6]. In this experiments series such parameters as melt mass, initial pressure, coolant temperature were varied. The results of our calculations are compared with the experimental data on fig. 2. One can see a good agreement in all the region of d change. Minimum to maximum size ratio is in the interval 25 - 37 for all experiments.

In the work [7] state equation for hot particles - coolant mixture was proposed. Generally speaking this equation is four - component: hot particles, non - equilibrium vapour forming at their surface, coolant, equilibrium vapour (if present in coolant). Main feature of this state equation is taking into account the temperature local non - equilibrium near the hot particle. Change of the non- equilibrium vapour mass share m_2 is connected with forming of the vapour film around hot particles. The main approach of this model is the assumption that the vapour increase rate depends only on the current pressure and mass share of non - equilibrium vapour. This approach can be presented by the following expression:

$$\frac{dm_2}{dt} = f(m_2, P)$$

This equation allows to use the solution of film growth under constant pressure for determination of function $f(m_2,P)$.

This state equation was used for numerical simulation of pressure pulses generation after fuel rods failure under pulse energy deposition [4]. Corresponding particles mean diameter was calculated in terms of above mentioned particles size distribution. This parameter comes into the function $f(m_2,P)$ and is one of the most important for the vapour explosion intensity.

Let us define a conversion ratio as ratio of coolant mechanical energy to energy released in fuel during the flash. Fig. 3 presents conversion ratios obtained in [4] and calculated ones in terms of the proposed model for various experimental conditions. The deflection in the region of large particles may be caused by underestimation of heat and partial evaporation of coolant during the fuel rod disintegration.

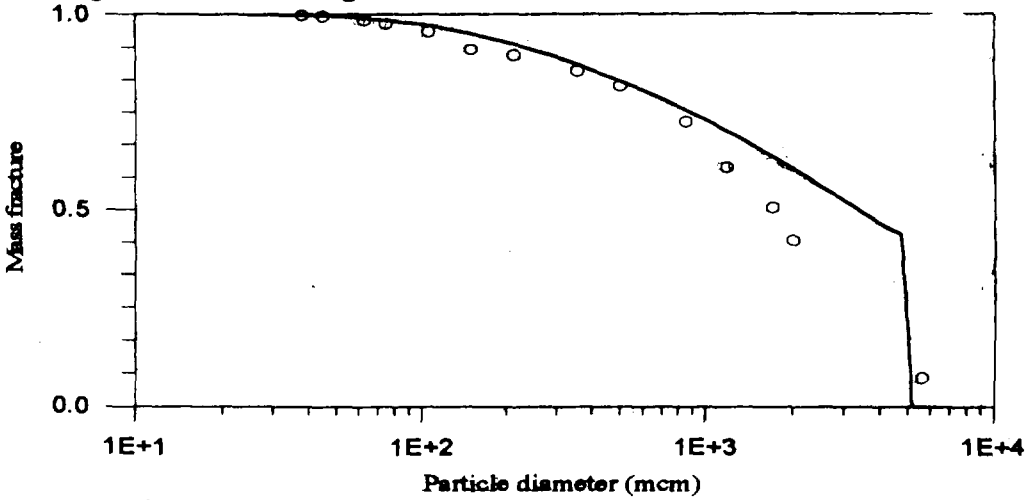


Fig 1. Particle size distribution for RIA-ST experiments.
Circles - experiments, lines - calculation

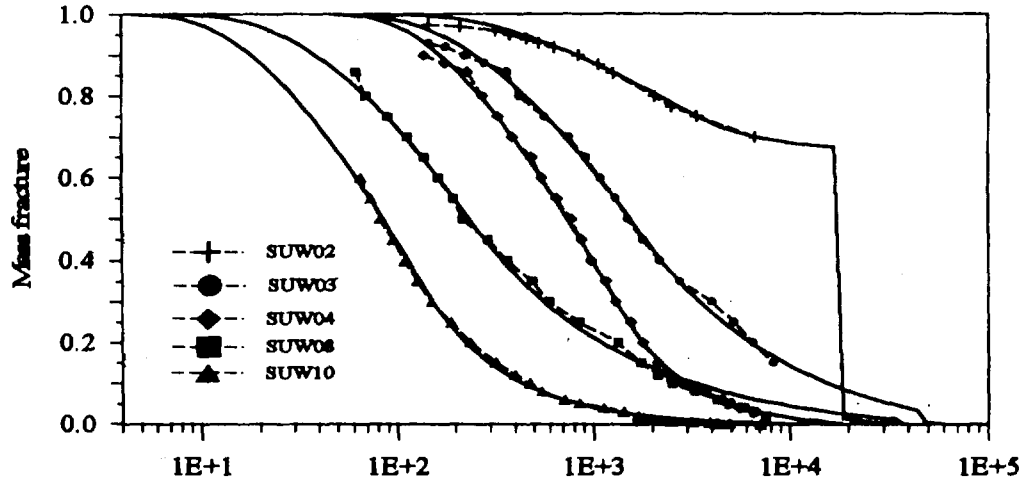


Fig 2. Particle size distribution for SUW experiments.
Dashed lines - experiments, Solid lines - calculation.

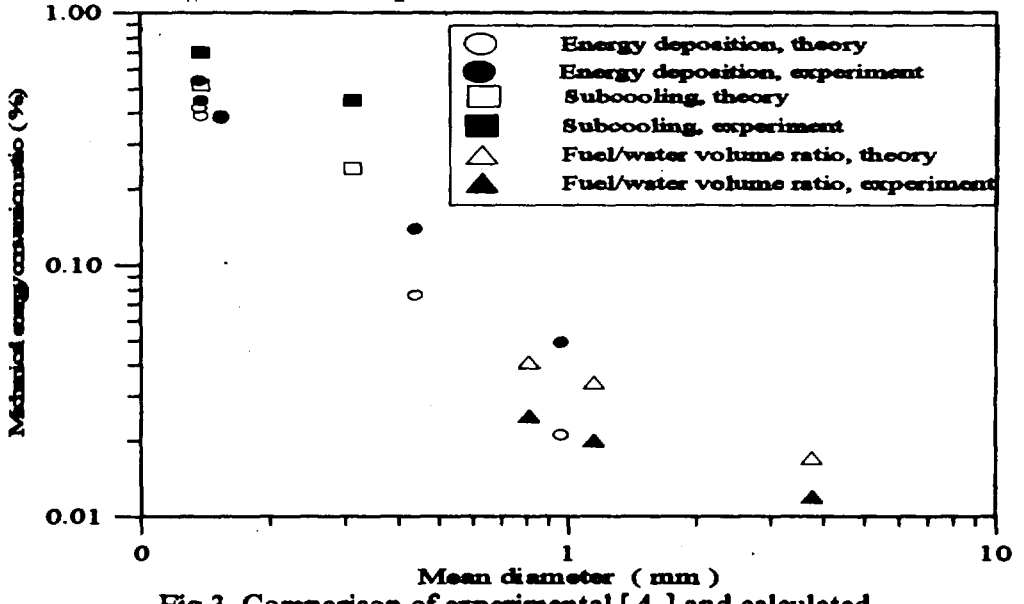


Fig 3. Comparison of experimental [4] and calculated mechanical energy conversion ratio.

1. PMTF, No 6, 1993, pp. 142 - 147.
2. Nigmatulin R.I. Multyphase media dynamics. Moscow, "Nauka", 1987.
3. Atomnaya Energia, v.78, 1, 1995, pp. 21 - 27.
4. J. Nucl. Sci. and Technol., 22(9), pp. 742 - 754, 1985.
5. Nucl. Eng. and Design, 66, (1981), pp. 247 - 267.
6. Paper presented at 22nd National Heat Transfer Conference, Niagara Falls, 5-8 August, 1984, Paper Ref. 84HT17
7. Atomnaya Energia, v.77, 5, 1994, pp. 371-379.

RU9604458

Integrated package for simulation of dynamic processes in the reactor core under reactivity initiated accident.

Afremov D.A., Aksenov R.M., Sirotkin V.K., Soloviov N.V.(MEPhI),
Zverev A.A. (RNC "Kurchatov Institute")

Интегрированный пакет программ расчета динамических процессов в активной зоне реактора при реактивностных авариях

Р.М. Аксенов, Д.А. Афремов, В.К. Сироткин, Н.В. Соловьев(МИФИ),
А А Зверев (РНЦ " Курчатовский институт")

Аннотация. *Пакет программ предназначен для моделирования реактивностных аварий реакторов под действием заданного импульса энерговыделения. Дано краткое описание данного пакета. Проведено моделирование Чернобыльской аварии, результаты которого сравниваются с данными измерений.*

At present computer codes for sequential simulation of processes occuring in nuclear reactor under given neutron pulse are practically absent. It connected with the complication of processes taking place under RIA conditions and their mutual dependence. The possibility of the sequential simulation implies the determination on each stage parameters which are input ones for the next stage.

Being under development by the authors integrated package is intended for the sequential simulation of RIA for different reactor types. At present time the package allows to simulate under given energy pulse for the Chernobyl type reactor the following prosesses: fuel rods failure, nuclear fuel fragmentation, fuel - coolant interaction initiated pressure pulse generation, reactor core destruction. This package is based on theoretical approaches proposed in works [1-4].

User's manipulations are accomplished under a special integrated environment. There are two alternate operation modes: sequential simulation and call of any of the package computing unit. The interconnections between different units are accomplished automatically. Additional conveniences available in this package are the correction check of input data and intrinsic errors handler in each unit. This protects the package from the fault. The package is developed in accordance with the IBM CUA (Common User Access) standard and gives to users convinient tools for data input and data editing. The package requires: IBM PC 486, RAM 4Mb, DOS v.4.0 and higher, about 35 Mb of HDD free space.

This package was used for the simulation of the Chernobyl accident dynamic stage. The only input parameters for Chernobyl accident simulation were the parameters of the initial flash power and duration and flash spatial distribution in reactor core.

parameters of the initial flash power and duration and flash spatial distribution in reactor core.

In our calculations we used the following parameters of flash: maximum power - 1.5 10^5 MW, duration (flash width) - 0.6 s [5]. The space distribution of energy pulse was taken in Gaussian form. The flash centre considered to be located at 1 m from core bottom and 4.7 m from core centre. Following parameters of fracture zone were obtained: 40% of all fuel rods was fractured and 39 tons of fuel was dispersed. The location and size of this zone is shown on **fig.1.** The particle size distribution was calculated and the mean diameter of fuel particles equal to 1.8 mm was obtained. The particle size distribution function is shown on **fig.2.** If vapour release velocity is equal to 10 m/s the particles with diameter less then 500 μm will be broken away. In this case near 2% of fuel is released into environment.

These parameters were used for calculations of pressure waves in primary circuit of Chernobyl reactor. It should be noted that this reactor has two loops. In our calculation we supposed that in the first loop 20% of rods was destructed and in the second loop - 60%. Some results of these calculations are shown on the fig. 4. The smooth curve gives the pressure in drum separator of the second loop. The experimental points were taken from [6]. It is seen that the calculated pressure is in a good agreement with measured one. The oscillating curve shows pressure in the pressure header. The maximum pressure is equal to 200 bar and the period is near 0.3 s.

1. Aksenov R.M. et. al.// PMTF, No6, 1993, p.142.
2. Zverev A.A., Sirotkin V.K.// At. En., v.77, 5, 1994, p.371.
3. Afremov D.A., Sirotkin V.K.// At. En., v.78, 1, p.21.
4. Afremov D.A. et.al.// Trans. of this workshop.
5. USSR State Committee on the Utilization of Atomic Energy (Comp.) The Accident at the Chernobyl Nuclear Power Plant and Its Consequences; Part 1: General Material, IAEA Experts' Meeting, Viena, Aug. 25-29, 1986.
6. E.O.Adamov, V.V.Vasinger, V.P.Vasilevsky et all. - in: 1st Int. Work Group on Servere Accidents and their Consiquences, M., 1990, p.48 (in Russian).

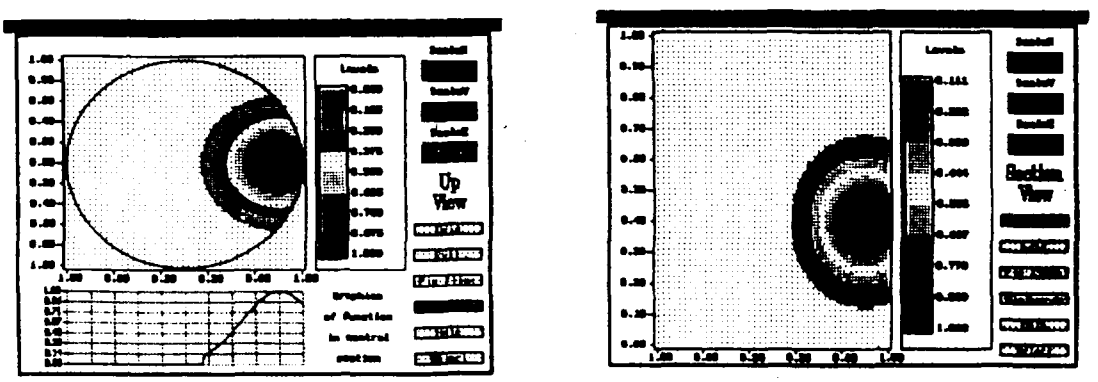


Fig.1 View of fracture zone

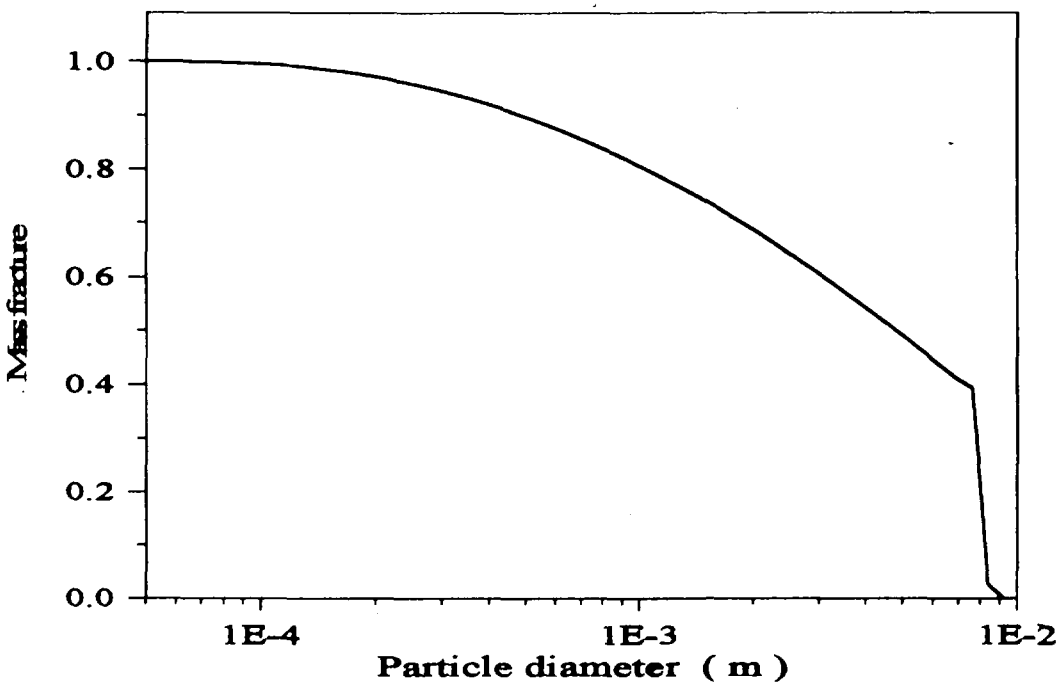


Fig.2 Particle size distribution in Chernobyl accident.

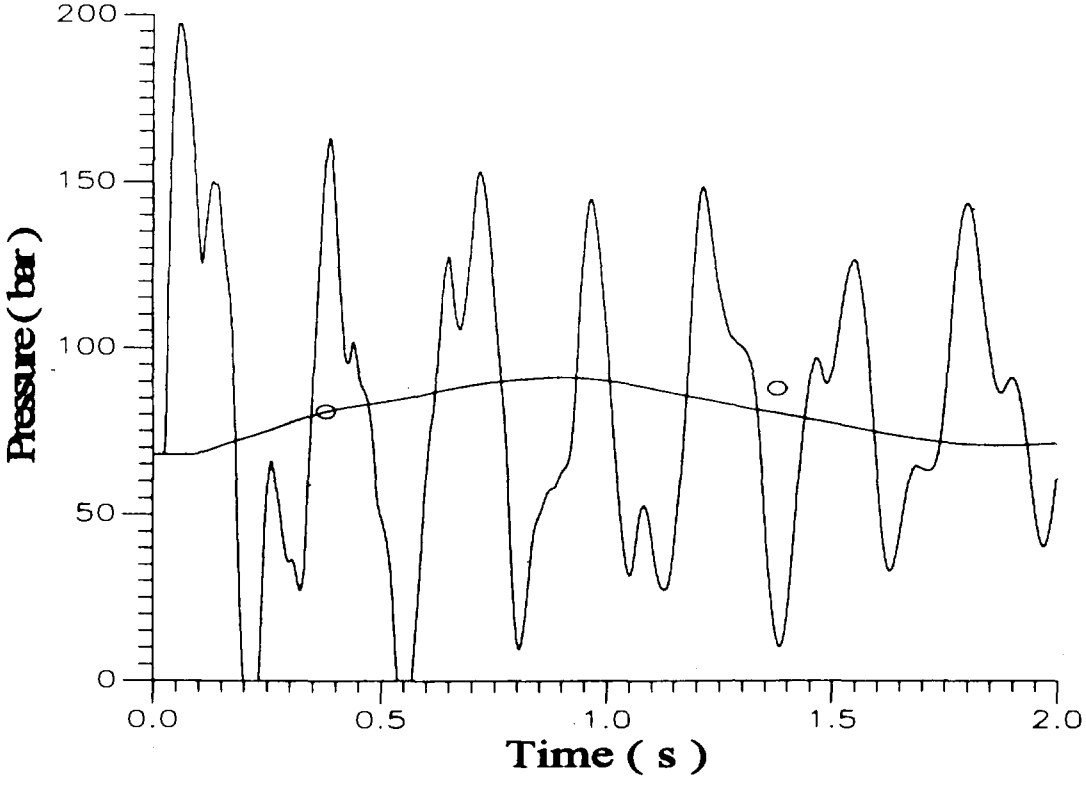


Fig.3 The time dependence of pressure in drum separator and pressure header. Circles are messured values of drum separator pressure.

ЭФФЕКТИВНЫЕ ПРОГРАММНЫЕ СРЕДСТВА И ПОЛЬЗОВАТЕЛЬСКИЕ ИНТЕРФЕЙСЫ

EFFICIENT COMPUTATIONAL TOOLS AND USER INTERFACES

Круглый стол
5 сентября, 20.00 – 21.00

Round Table
September 5, 20.00 – 21.00

RU9604459

Integrated environment for geometry data preparing.

Veretenov V.V., Alexeev N.I., Gurevich M.I.

Russian Research Center "Kurchatov Institute".

Интегрированная среда подготовки данных для геометрического модуля.

В.В. Веретенов, Н.И. Алексеев, М.И. Гуревич.

Российский научный центр "Курчатовский институт".

Одним из наиболее трудоемких процессов подготовки данных для полномасштабных расчетов является описание геометрии. В РНЦ КИ (ИЯР) была создана интегрированная среда значительно облегчающая процесс задания геометрических данных для дальнейших расчетов по методам Монте-Карло и ВПС.

Preparing the geometry data for precisional 3-dimensional calculation by the Monte-Carlo and the First Collision Probability methods is a process takes a lot of the time. Existing combinatorial methods of geometry description allow describe very complex assemblies, but cannot offer easy way to prepare such a data. In RRC KI (Russia) the MCU suite for the solution of the radiation transport problem by the Monte-Carlo method [1] is being developed. As part of this project universal geometry module NCG [2] has been designed. NCG allows complex enough assemblies, say 3-D full-size model of the WWER-1000, to be described on the personal computer (PC-486, 8MB RAM). In many cases, calculations (for instance cold experimental assemblies of the WWER type) take no more than day. But the geometry structure can vary a lot in different experiments. So the time of preparing geometry description can exceed calculation time in many times. To make geometry description easier this integrated environment has been designed.

Environment includes set of executable files. Some of the files are MS-DOS exe-files, some - WINDOWS' ones.

- Main Module;
- Text Editor;
- Help System;
- Library Module;
- Compiler;
- Browser;

Each module is represented by its own window. Any number of the windows can be opened at the same time (this number is limited only by the RAM). Say Help

window can be opened for all work time. More often used actions are duplicated in the windows' toolbars.

The Main Module coordinates work of all other modules. It starts with loading Text Editor, which whether loads existing data file or creates a new file. On the request occurrence, Main Module switches between the modules.

The Text Editor can perform all standard actions - can copy, insert, delete, find and replace selected blocks. Also Text Editor has some specific features, for instance output error diagnostics and highlighting the string caused an error.

The Help System contains detailed description of the whole work process, description of the geometry language with samples, description of errors in the data, etc. User can activate Help at any moment and, if necessary, can copy text it contains to the Text Editor.

The Library Module makes possible to use standard geometry structures once defined and contained in a library file. It significally simplifies description of the standard assemblies. User can specify the library he needs with its contents and thus works with structures he uses most often.

The Compiler checks if the data is formally correct (syntactic errors are absent) and writes data in format suitable for farther calculations. This module is an MS-DOS task. So in order to reflex its execution process in the WINDOWS' window, designer has to organize dynamic data exchange between the different tasks (WINDOWS and non-WINDOWS). The process of compiler execution is being reflected in the dialog box. If an error occurs, compiler execution terminates and message is sent to Text Editor (for it output error message and highlight the string caused an error). User can obtain a help on the error and an advice how to correct it. If compilation finishes successfully, dialog box appears to let user know everything is OK.

The Browser (Draw Module) allows user to check the geometry data. But unlike the Compiler it makes possible to find more difficult-to-find errors. This module displays plain sections of material, registrational zones and registrational objects.

In order to start module execution one must specify the section to be shown and number of trace rays. To speed up the pictures browsing and changing results of the tracing are placed into the memory.

To keep the angles in their true values the same stretch coefficient is used for horizontal and vertical stretching - maximal coefficient for picture can be placed into the window. User can peek the picture type he would like to browse.

To avoid the situation when the same color is used to draw two neighboring zones the total number of colors in the work (the palette size) can be changed. Any color can be assigned to any palette entry.

To make small details more distinguish and clear visible user can stretch any rectangular part of the picture. User selects rectangle with "mouse" and then, using

the menu command or toolbar button, stretches this rectangle on the whole window. Analogically return to the whole picture can be done.

This work is supported by the Russian Foundation of the Fundamental Researches (Grant № 95-02-05873).

1. Е.А. Гомин, М.И. Гуревич, Л.В. Майоров, С.В. Марин "Инструкция для пользователя программой MCU-РФФИ". Препринт РНЦ КИ - 5837/5, Москва, 1994, 65 стр.
2. Гуревич, Н.И. Алексеев "Программа MCU. Геометрический модуль NCG". Препринт РНЦ КИ - 5771/5, Москва, 1994, 31 стр.

RU9604460

APPLICATION OF ANALYTIC COMPUTATIONAL SYSTEMS IN REACTOR PHYSICS

P.A. Fomichenko, V.F. Boyarinov, A.V. Vassiliev, V.A. Nevinitsa, P.N. Alekseev
Nuclear Safety Institute, Russian Research Center "Kurchatov Institute", Moscow

ПРИМЕНЕНИЕ СИСТЕМ АНАЛИТИЧЕСКИХ ВЫЧИСЛЕНИЙ ПРИ МОДЕЛИРОВАНИИ ФИЗИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ

П.А. Фомиченко, В.Ф. Бояринов, А.В. Васильев, В.А. Невиница, П.Н. Алексеев
Институт Проблем Безопасного Использования Ядерной Энергии (ИПБ),
Российский научный центр "Курчатовский институт"

This work presents the experience gained during application of the analytic computational system "Mathematica" for various problems in the field of reactor physics. This system was used for the calculation of the Green function moments, as required by the Surface Pseudo Sources Method, for the derivation of the sensitivity theory equations in reactor dynamics and for the evaluation of the applicability range of the Askew method for the solution of diffusion equations. The analytic computational system "Mathematica" proved to be a very efficient tool for modeling in the reactor physics.

Современные системы аналитических вычислений (Derive, Maple, Mathematica и др.) являются интерактивными системами со встроенным языком программирования высокого уровня. Они могут быть эффективно использованы при решении и анализе широкого класса сложных физических задач благодаря возможности одновременной работы с аналитическими выражениями, численными вычислениями и графическими объектами. В тех случаях, когда аналитическое решение отдельных частей поставленной задачи получить невозможно, системы аналитических вычислений, как правило, позволяют с помощью встроенных математических операций получить численное решение этих частей задачи.

В настоящей работе представлен опыт применения системы аналитических вычислений "Mathematica" для IBM-совместимых PC (Wolfram Research, Inc.) при разработке и верификации расчетных моделей в различных областях физики реакторов.

Расчет моментов функции Грина при решении уравнения переноса нейтронов

Примером комбинированного использования численных и аналитических возможностей пакета "Mathematica" может служить программа, написанная для расчета моментов функции Грина, используемых при решении уравнения переноса нейтронов в ячейках ядерных реакторов методом поверхностных псевдоисточников. Для простоты рассматривается плоская геометрия. В программе вычисляется набор моментов функции Грина $G^c_{n,n'}(x/x')$ для всех n, n', при заданных параметрах $\{c, x, x'\}$. В общем виде момент функции Грина можно представить в виде суммы асимптотического и сингулярного членов:

$$G^c_{n,n'}(x/x') = \xi\left[F^c_{n,n'}(\nu_0, x/x') + \int_0^1 F^c_{n,n'}(\nu, x/x')d\nu\right], \qquad \xi = \begin{cases} 1, & x > x' \\ (-1)^{n+n'}, & x < x' \end{cases} \qquad (1)$$

Интеграл по области сингулярных решений $\nu \in [0, 1]$ и корни трансцендентного уравнения

$$1 - \frac{c\nu_0}{2}\ln\frac{\nu_0 + 1}{\nu_0 - 1} = 0, \qquad (2)$$

необходимые для расчета значений $F^c_{n,n'}(\nu_0, x/x')$, могут быть найдены только численно.

Коэффициенты, входящие в $F^c_{n,n'}(\nu_0, x/x')$ и $F^c_{n,n'}(\nu, x/x')$, включая члены полиномов Лежандра, могут быть заданы аналитически и рассчитаны после необходимых преобразований.

В ряде случаев при оперировании во всех расчетах с числами фиксированной точности может произойти потеря точности решения, например при сложении двух констант малого порядка и разных знаков, интегрировании знакопеременной функции, решении уравнения (2) вблизи c=0, и т.д. Эта проблема решается благодаря тому, что "Mathematica" позволяет задавать числа с любой произвольной точностью, а при таких процедурах, как определение корней уравнения (2) или численное интегрирование в (1), можно задавать опции, определяющие точность решения.

Разработка методов теории возмущений для задач динамики реакторов

Методы теории возмущений являются одним из основных расчетных инструментов для анализа влияния неопределенностей в исходных данных и значениях технологических параметров на реакторные величины. Обобщенная теория возмущений представляет собой эффективный математический аппарат для расчета коэффициентов чувствительности (КЧ) этих величин, когда число учитываемых случайных исходных данных больше числа интересующих нас реакторных параметров.

В настоящей работе представлена реализация на языке системы "Mathematica" методики оценки в линейном приближении влияния неопределенности начальных данных на результаты расчета точечной динамики реакторной системы. В частности, особую актуальность в настоящее время приобретает задача подобных оценок для расчета импульсных экспериментов с выгоревшим топливом.

Формулы теории возмущений для расчета КЧ строятся на основе свойств Лагранжиана системы уравнений динамики. Известно, что для оценки КЧ какого-либо реакторного функционала необходимо решить задачу, сопряженную исходной относительно заданного функционала $J_P(a_i) = \int_0^\tau \hat{P}\,\vec{Y}(t)dt$, где $\vec{a} = \{a_i\}$- вектор параметров, $\hat{P}$- оператор, определяющий функционал, $\vec{Y}$- вектор решения исходной системы, τ- время процесса. Зная решение сопряженной задачи, можно вывести формулы для КЧ заданного функционала J_P к $\vec{a} = \{a_i\}$. Очевидно, что в простейших случаях, когда вид $\hat{P}$ элементарен, задача вывода явного вида сопряженных уравнений вполне разрешима вручную. В качестве примеров таких функционалов обычно приводят значение мощности в конце процесса или интегральное энерговыделение.

С применением для построения сопряженных задач комбинирования аналитических и численных процедур в рамках программы на языке "Mathematica" оказалось возможным не только повторить построение формулировок сопряженных задач в элементарных случаях, но и предложить автоматизированную процедуру нахождения КЧ, включающую в себя все этапы от описания функционала до получения численных результатов.

Исследование области применимости метода Askew для решения уравнения диффузии

Решалась задача оценки области применимости метода крупной сетки Askew для решения уравнения диффузии нейтронов на примере расчета бесконечных периодических решеток в одногрупповом приближении. Подход предложен Б.Д. Абрамовым (ФЭИ). Конечно-разностный вид уравнений может быть представлен в матричной форме (*i*-номер итерации) :

$$\hat{L}\,\vec{\psi}^{\,i} = \frac{1}{Kef}\hat{Q}\,\vec{\psi}^{\,i-1} \qquad (3)$$

Переходя к методу крупной сетки Askew и считая, что ψ^i и ψ^{i-1} сколь угодно близки, систему уравнений (3) (с учетом зависимости ее операторов от K_{ef}) можно записать в виде

системы $\hat{B}(K_{ef})\bar{\psi}=0$, которая имеет нетривиальное решение при условии

$$det\left[\hat{B}(K_{ef})\right]=0 \qquad (4)$$

Наличие действительных корней уравнения (4), очевидно, является необходимым условием сходимости метода крупной сетки Askew. В самых простых случаях полученное уравнение является уравнением второго порядка, которое имеет решение при неотрицательном дискриминанте. Поиск корней может быть проведен либо численно, либо аналитически. В последнем случае приходится вручную проделывать большой объем выкладок, что является стимулом для применения систем аналитических вычислений.

Рассматриваемая система состоит из ячеек, обладающих одинаковыми физическими свойствами и различающимися только наличием или отсутствием источника вида $q=\nu\Sigma_f\psi/K_{ef}$. Введя обозначения $p=D/(\Sigma H^2)$ и $\mu=1-1/K_{ef}$, получаем уравнение относительно μ с параметром p. Условие (4) дает значения критерия выбора шага p, при которых допустимо использование метода крупной сетки Askew.

Для верификации программы на языке системы "Mathematica" использовались результаты расчетов, выполненых вручную. В ходе сравнения получено полное согласие результатов.

Применение системы "Mathematica" позволило проанализировать влияние на область применимости метода другого параметра, ранее не исследовавшегося, - размера подобласти, по которой записываются исходные балансные уравнения (стандартный вариант - 1/3 расчетного шага). Получены качественные и количественные оценки этого влияния для двумерной квадратной геометрии.

Заключение

На ряде примеров показано, что системы аналитических вычислений, в частности, использованная нами "Mathematica", могут быть успешно использованы при разработке моделей в различных областях физики реакторов.

Большое число математических операций системы "Mathematica" (более 750), включающие такие сложные, как численное интегрирование, суммирование, решение трансцендентных уравнений, полиномиальные преобразования, решение систем алгебраических и дифференциальных уравнений и т.д., а также возможность наращивания набора операций пользователем, существенно облегчают процесс создания программ, а использование возможностей интерактивного интерфейса и работы с графическими объектами позволяет отслеживать ход решения и оперативно анализировать полученные результаты.

Достоинством системы "Mathematica", по сравнению с традиционными математическими пакетами, является возможность оперирования с числами любой точности, а также варьирование задаваемой точности численного решения сложных выражений (например, количества итераций при численном решении уравнения, значащих знаков в ходе расчета, значащих знаков искомого решения, участков разбиения области интегрирования для поиска сингулярностей или резких пиков подинтегральной функции и т.д.)

В итоге программа, написанная на языке "Mathematica", оказывается компактной, наглядной и легко модифицируемой. К числу проблем, которые еще требуют решения, относится прежде всего организация взаимодействия разработчиков моделей по переносу аналитических и численных результатов, полученных с помощью систем аналитических вычислений, в традиционные комплексы программ на алгоритмических языках, используемые в практике расчетов физики реакторов.

Реализация расчета изменения нуклидного состава реакторных материалов в среде интеллектуальной программной оболочки ShIPR

Зизин М.Н. РНЦ-"КИ"

RU9604461

Neutronic Depletion Problems into the Knowledge-based Shell ShIPR

Zizin M.N., RNC-'KI'.

Computational module set for neutronic depletion benchmark problems into the knowledge-based shell for mathematical simulation of nuclear reactors ShIPR (Shell for IntegratedPackage for Reactors) is described here.

Для реализации данного этапа реакторного расчета в среде интеллектуальной программной оболочки ShIPR[1] создан набор вычислительных модулей и на их основе стандартные пути расчета, позволяющие решать следующие задачи:

1. Формирование информации по всем возможным реакциям и цепочкам исчезновения нуклидов в виде, удобном для дальнейшего использования при расчете выгорания. Реализована возможность автоматического выбора списка рассчитываемых нуклидов на основе исходного состава. Предусмотрен расчет накопления водорода и гелия в реакциях (N,P), (N,ALFA), ALFA-распада и учет доли образования отдельных продуктов деления.
2. Расчет скоростей реакций.
3. Расчет выгорания при заданных скоростях реакций. Шаг по времени может быть одинаковым или разным для разных нуклидов. При расчете выгорания есть возможность учета относительного изменения мощности во время облучения (при использовании скоростей реакций, рассчитанных для номинальной мощности).
4. Печать имен и скоростей реакций образования и исчезновения каждого нуклида, участвующего в расчете.

Общая последовательность расчетов изменения нуклидного состава выглядит следующим образом.

1. Создается общая база данных, содержащая информацию, не зависящую от конкретного места облучения. Там содержатся 26-групповые неблокированные

сечения тех реакций и тех нуклидов, которых нет в основной библиотеке констант БНАБ-90. Полный массив имен реакций упорядочен в соответствии со списком нуклидов. В каждом имени первые 8 байтов отведены под имя исходного нуклида, следующие 8 - под имя реакции, а последние 8 - под имя продукта реакции. Есть возможность включить в имена реакций указания на источник или особенность. При расчетах возможно два варианта учета продуктов деления. В первом варианте в прямом списке участвующих в расчете реакций для каждого делящегося нуклида хранится только одно имя для суммы всех осколков деления FP (Fission Products). В этом случае образующиеся продукты деления рассматриваются как один нуклид. Имя этой реакции вводится в список "стабильных" реакций и отдельный расчетный список делящихся нуклидов отсутствует. Если же некоторые образующиеся продукты деления нужно учитывать отдельно, то скорость реакции деления множится на долю образующегося продукта деления, и имена этих реакций задаются отдельно. Характеристики распада получены из файла ISOTOPS (БНАБ-90, система CONSYST2). Из этой информации созданы массивы имен и скоростей реакций альфа- и бета-распада, упорядоченные по именам нестабильных нуклидов.

2. Расчетный список нуклидов, участвующих в конкретном расчете изменения изотопного состава, может автоматически формироваться на основе списка ведущих нуклидов (исходного состава) постепенным наращиванием из списка продуктов реакций с заданной глубиной просмотра. Для каждого нуклида получается список возможных реакций, включающий для нестабильных нуклидов характеристики альфа- и бета-распада.

3. После сформирования расчетного списка нуклидов и имен реакций рассчитываются скорости реакций с выбором сечений реакций из файлов внутри модуля. При расчете скоростей реакций используются сечения двух типов - блокированные и неблокированные. Блокированные готовятся модулем CNSST2, в котором реализована работа с системой подготовки констант CONSYST2(ФЭИ).

4. На основании полученного списка всех возможных реакций готовится инвертированный список, в котором реакции упорядочены по продуктам реакции, а не по исходным нуклидам. Это позволяет на этапе подготовки цепочки расчета визуально проверить пути получения конкретного нуклида. Здесь же готовятся вектора соответствий, позволяющие выбирать скорости реакций исчезновения и образования соответствующих нуклидов из общего массива рассчитанных скоростей реакций.

5. Расчет выгорания при заданных скоростях реакций производится с учетом изменения мощности во время облучения. Это можно сделать с помощью модулей BDERR и BDENN (равномерный шаг по времени) и модуля BD2RR (неравномерный шаг по времени).

Если при расчете выгорания пользоваться достаточно малыми внутренними шагами по времени, то при решении системы дифференциальных уравнений выгорания можно применить самые простые численные методы с использованием конечных разностей.

В библиотеке модулей ShIPR реализовано два варианта - с равномерным и неравномерным шагом.

Расчет выгорания проводится итерационным способом. Концентрации рассчитываются через скорости реакций, в которых эти нуклиды образуются и исчезают. В пределах каждого внутреннего шага концентрация нуклида считается неизменной и используется при расчетах изменений концентраций других нуклидов.

При неравномерном шаге разный для каждого нуклида расчетный временной интервал выбирается в соответствии с максимальной скоростью реакции этого нуклида.

Неравномерный шаг целесообразно использовать при наличии в рассчитываемой цепочке нуклидов с очень большими скоростями реакций, когда равномерный шаг требует слишком больших времен расчета.

При расчете изменения нуклидного состава наиболее сложным и не соответствующим природе языка Фортран выглядит процесс подготовки информации о цепочках образования и исчезновения нуклидов. Этот этап расчета в дальнейшем предполагается реализовать с привлечением базы данных FoxPro.

Литература

1. Зизин М.Н., Шушаков А.В., Дементьева Д.Ю., Сушнова Н.Б.
Интеллектуальная программная оболочка ShIPR для математического моделирования ядерных реакторов. Общее описание.
Препринт ИАЭ-5701/5, М. 1994.

RU9604462

Application of the DUMKA Code for Neutronic Depletion Problems with Variable Time Steps

Dementieva D.U., Lebedev V.I., Zizin M.N., RNC-'KI'.

Применение программы DUMKA для расчетов изменения нуклидного состава топлива с неравномерным шагом во времени

Дементьева Д.Ю., Лебедев В.И., Зизин М.Н., РНЦ-"КИ".

Рассматривается уравнение изменения изотопного состава топлива во времени. Описывается адаптация программы DUMKA[1] для задач выгорания в среде интеллектуальной программной оболочки ShIPR[2]. На примере 15-й тестовой задачи из ANL-7416[3] сравниваются расчеты по модулю BDERR с равномерным шагом по времени с расчетом по программе DUMKA с переменными шагами по времени.

Application of the DUMKA code for neutronic depletion benchmark problems with the help of the knowledge-based shell for mathematical simulation of nuclear reactors ShIPR (Shell for Integrated Package for Reactors) is described here. Calculational results of the 15th benchmark problem(15-A1,15-A2) by means of the BDERR module using a fixed time step and of the DUMKA code using variable time steps are compared. Source situation is the solution of isotopic depletion equation at a point with constant flux and cross sections.

$$\frac{d\underline{N}(t)}{dt} = \underline{A} \cdot \underline{N}(t), \text{ where}$$

$\underline{N}$ - vector of isotopic concentrations,

$\underline{A}$ - net production matrix coupling the isotopes.

Fission product yields, decay constants, microscopic cross sections , depletion chains are defined for the calculation of matrix $\underline{A}$. Depletion chains are defined in 15-A1 benchmark where the α-, β^+-decay processes are excluded, resulting in triangular matrix for $\underline{A}$ .The exception of problem 15-A2 is that α-decay and β^+-decay are not excluded, thus matrix for $\underline{A}$ is not simply triangular. The additional data required for the problem with feedback are given for 15-A2 benchmark problem.

The DUMKA code solves time-dependent problems of mathematical physics by explicit methods with time-variable steps. In order to use the DUMKA code one must write the subroutine for the calculation of the right part of the differential equations and subroutine to evaluate maximum-modulus of negative eigenvalues of Jacoby's matrix (λ). Curant's value is $CU=2/\lambda$. Algorithm of steps choice by the DUMKA code provides total number of time steps much less then by known explicit methods ($3 \cdot 10^7$ on asymptotical linear intervals of the solution). The CALCOUR module for receiving Curant's value for matrix $\underline{A}$ and the FUN module for the calculation of the right part of the differential equations have been written. In modules chain preparing by the ShIPR shell for solving depletion problem the BDERRDUM module has been included instead of the BDERR module. Other modules for the calculation of

matrix A were the same. The BRERRDUM module contains the calls of the CALCOUR code and of the DUMKA code.

Isotopic concentrations at 50 days are summarized in Table 1 for 15-A1 and in Table 2 for 15-A2, where three different results are, such as benchmark result, BDERR result and BDERRDUM result .

Table 1. Benchmark, BDERR, BDERRDUM solutions to 15-A1 depletion problem at 50 days.

Isotope	Benchmark	BDERR	Err.%	BDERDUM	Err.%
235U	.583394E-04	.583401E-04	-.001	.583394E-04	.000
236U	.286058E-05	.286049E-05	.003	.286059E-05	.000
237U	.206103E-07	.206093E-07	.005	.206103E-07	.000
238U	.691924E-02	.691924E-02	.000	.691924E-02	.000
239U	.718370E-08	.718371E-08	.000	.718370E-08	.000
237NP	.450845E-07	.450615E-07	.051	.450841E-07	.001
238NP	.324894E-09	.324707E-09	.057	.324891E-09	.001
239NP	.102945E-05	.102945E-05	.000	.102945E-05	.000
240NP	.132294E-10	.132424E-10	-.098	.132294E-10	.000
238PU	.147283E-08	.147068E-08	.146	.147264E-08	.013
239PU	.105747E-04	.105748E-04	-.001	.105747E-04	.000
240PU	.995928E-06	.995757E-06	.017	.995940E-06	-.001
241PU	.334205E-06	.333974E-06	.069	.334201E-06	.001
242PU	.163651E-07	.163383E-07	.164	.163624E-07	.016
243PU	.136280E-10	.136053E-10	.166	.136257E-10	.017
241AM	.586433E-09	.585531E-09	.154	.586350E-09	.014
242AM	.617251E-11	.616253E-11	.162	.617156E-11	.015
242AM1	.504854E-11	.503691E-11	.230	.504700E-11	.031
243AM	.456858E-09	.455606E-09	.274	.456704E-09	.034
244AM	.637734E-13	.633683E-13	.635	.635213E-13	.395
242CM	.549983E-10	.548355E-10	.296	.549703E-10	.051
243CM	.115387E-12	.114870E-12	.448	.115266E-12	.105
244CM	.206834E-10	.205184E-10	.798	.205890E-10	.456
245CM	.243424E-12	.241061E-12	.971	.242124E-12	.534
135I	.882757E-08	.882761E-08	.000	.882757E-08	.000
135XE	.914763E-09	.914767E-09	.000	.914763E-09	.000
147ND	.121157E-06	.121164E-06	-.006	.121156E-06	.001
147PM	.201815E-06	.201811E-06	.002	.201816E-06	-.001
148PM	.457044E-08	.457030E-08	.003	.457049E-08	-.001
148PM1	.386724E-08	.386713E-08	.004	.386728E-08	-.001
149PM	.199683E-07	.199681E-07	.001	.199684E-07	.000
149SM	.119777E-07	.119775E-07	.001	.119778E-07	-.001
PC-AT 80486DX2(40 MHz).		2 sec		2 sec	
total number of time steps		3419 with time step1263 sec		1881	

Table 2. Benchmark, BDERR, BDERRDUM solutions to 15-A2 depletion problem

Isotope	Benchmark	BDERR	Err.%	BDERDUM	Err.%
235U	0.583390E-04	0.583388E-04	0.000	0.583390E-04	0.000
236U	0.286057E-05	0.286062E-05	-0.002	0.286058E-05	0.000
237U	0.356780E-07	0.356786E-07	-0.002	0.356780E-07	0.000
238U	0.691915E-02	0.691916E-02	0.000	0.691916E-02	0.000
239U	0.718360E-08	0.718362E-08	0.000	0.718362E-08	0.000
237NP	0.104739E-06	0.104733E-06	0.006	0.104739E-06	0.000
238NP	0.780515E-09	0.780463E-09	0.007	0.780517E-09	0.000
239NP	0.102944E-05	0.102944E-05	0.000	0.102944E-05	0.000
240NP	0.132292E-10	0.132293E-10	-0.001	0.132293E-10	-0.001
238PU	0.441870E-08	0.441732E-08	0.031	0.441847E-08	0.005
239PU	0.105747E-04	0.105751E-04	-0.004	0.105747E-04	0.000
240PU	0.995926E-06	0.995908E-06	0.002	0.995943E-06	-0.002
241PU	0.334204E-06	0.334129E-06	0.023	0.334201E-06	0.001
242PU	0.163743E-07	0.163640E-07	0.063	0.163715E-07	0.017
243PU	0.136356E-10	0.136269E-10	0.064	0.136332E-10	0.018
241AM	0.586404E-09	0.586061E-09	0.059	0.586320E-09	0.014
242AM	0.520999E-11	0.520679E-11	0.061	0.520918E-11	0.015
242AM1	0.504831E-11	0.504367E-11	0.092	0.504670E-11	0.032
243AM	0.457064E-09	0.456595E-09	0.103	0.456896E-09	0.037
244AM	0.638030E-13	0.635060E-13	0.465	0.635479E-13	0.400
242CM	0.449681E-10	0.449151E-10	0.118	0.449450E-10	0.051
243CM	0.950979E-13	0.949217E-13	0.185	0.949943E-13	0.109
244CM	0.206748E-10	0.205634E-10	0.539	0.205788E-10	0.464
245CM	0.243344E-12	0.241829E-12	0.623	0.241998E-12	0.553
135I	0.882752E-08	0.882759E-08	-0.001	0.882754E-08	0.000
135XE	0.914759E-09	0.914765E-09	-0.001	0.914760E-09	0.000
135CS	0.771693E-07	0.771689E-07	0.001	0.771694E-07	0.000
147ND	0.121156E-06	0.121161E-06	-0.004	0.121156E-06	0.000
147PM	0.201814E-06	0.201821E-06	-0.004	0.201816E-06	-0.001
148PM	0.457042E-08	0.457058E-08	-0.004	0.457048E-08	-0.001
148PM1	0.386722E-08	0.386736E-08	-0.004	0.386727E-08	-0.001
149PM	0.199682E-07	0.199685E-07	-0.001	0.199683E-07	-0.001
149SM	0.119776E-07	0.119778E-07	-0.002	0.119777E-07	-0.001
234U	0.428821E-09	0.428831E-09	-0.002	0.428823E-09	0.000
PC-AT 80486(40 MHz). total number of time steps		3 sec 7200 with time step 600 sec		3 sec 1830	

References:

[1] Лебедев В.И. Явные разностные схемы с переменными шагами по времени для решения жестких систем уравнений. Препринт N 177 АН СССР, ОВМ, М. 1987.

[2] Зизин М.Н., Шушков А.В., Дементьева Д.Ю., Сушкова Н.Б. Интеллектуальная программная оболочка ShIPR для математического моделирования ядерных реакторов. Общее описание. Препринт ИАЭ-5701/5, М. 1994.

[3] Argonne Code Center: Benchmark Problem Book. Numerical Determination of the Space, Time, Angle or Energy Distribution of Particles in an Assembly. National Energy Software Center, Argonne National Laboratory, ANL-7416, 1968, revised 1972, 1977, 1985.

RU9604463

Data sets preparation system for nuclear reactors computation.

Zizin M. N. Bogdankevich V. L. Dementieva D. U..
RNC - "KI"

Автоматизация подготовки исходных данных для реакторных расчетов.

Зизин М.Н., Богданкевич В.Л., Дементьева Д.Ю.
Российский научный центр "Курчатовский институт"

Purposes and realised functions of front-end system FS are stated. FS is intended to facilitate the preparation of data sets for nuclear reactor computation, to ensure completeness and correctness of data sets. The front-end system is realised as the subsystem of the ShIPR knowledge based shell . [1]

Многие сложные модульные системы и пакеты прикладных программ предъявляют высокие требованиями к предварительной подготовке пользователей для освоения конкретного программного продукта с учетом особенностей его функционирования на конкретной ЭВМ. Выходом из этой ситуации может быть создание системы, призванной помочь пользователям различных комплексов программ при подготовке входных данных для выполнения расчетов. Такая система использует знания экспертов конкретной предметной области, методов вычислений и вычислительной среды.

Цели фронтальных систем можно определить так:

- облегчить в подготовку входной информации для решаемой задачи, проверяя самосогласованность данных и предлагая, когда это возможно, задание данных по умолчанию.
- помочь пользователю понять спецификацию задачи, выбрать и сгенерировать приемлемую вычислительную модель;
- формализовать исходные данные и вычислительную модель, используя язык управления заданиями, связанный с пакетом прикладных программ;
- обеспечить помощь пользователю в режиме диалога, давая необходимые пояснения по его требованию (как относительно вычислительной модели, так и по языку управления заданиями);

Описываемая фронтальная система FS реализована как подсистема интеллектуальной программной оболочки ShIPR [1] и

использует содержащиеся в базах ShIPR знания. Результатом работы фронтальной системы FS являются файлы с данными, необходимыми для работы программ, осуществляющих генерацию текста головной Фортрановской программы для ее трансляции и линковки, и данными, требующимися для ввода при проведении расчета с помощью полученной программы. Сгенерированная программа именуется далее как стандартный путь расчета (СП). Подготовка к выполнению расчета состоит из нескольких этапов.

I. Генерация набора баз данных для описания стандартного пути расчета .

Сначала пользователем корректируется (или создается вновь) список, задающий множество и порядок выполнения вычислительных модулей СП, и список файлов, для ввода/вывода данных при выполнении расчета с помощью СП. При создании этих списков возможно использование информации о ранее полученном прототипе вычислительной программы с последующей коррекцией.

Затем фронтальная система FS сама, на основании этих списков и знаний, имеющихся в базах ShIPR, формирует список стандартных величин (СВ), используемых при проведении расчета, отмечает стандартные величины, являющиеся входными данными, для каждой СВ задает числовое значение по умолчанию и другие характеристики (формат распечатки, предметная область т. д.). В список стандартных величин добавляются служебные СВ, необходимые для организации вычислительного процесса. Затем формируется база правил. Правила содержат знания о взаимосвязи параметров вычислительных модулей. Использование правил позволяет исключать некоторые стандартные величины из рассмотрения пользователем при задании данных, а также проверять допустимость заданных значений перед формированием файлов с данными для ввода при расчете. Изначально набор правил задается отделно для каждого вычислительного модуля. В формируемую базу правил включается совокупность правил для всех вычислительных модулей, принадлежащих СП и ,кроме того, общие для используемой предметной области правила.

II. Задание данных для генерации текста вычислительной программы и для расчета.

На этом этапе пользователь имеет возможность добавить новые правила взаимосвязи стандартных величин, изменить числовые значения стандартных величин, являющихся данными, форматы вывода всех СВ, назначить файлы для ввода значений в Фортрановские массивы, используемые в программах, путем указания соответствия номера канала ввода и имени файла с данными, а также просмотреть всю справочную информацию, накопленную в ShIPR. Для каждого объекта - вычислительного модуля, стандартной величины или файла в системе хранится семантический раздел, к которому этот объект относится, предметная область, полное словесное описание). Для скалярных стандартных величин в системе имеется информация об единицах измерения, максимально и минимально допустимых значениях. Для стандартных величин-массивов задаются признаки печати, записи на диск до, после и в ходе расчета. При задании числовых значений СВ, являющихся данными для расчета,

последние предъявляются пользователю в определенном порядке, с учетом их взаимосвязи между собой, задаваемой с помощью набора правил. Сначала предъявляются стандартные величины, от которых зависят граничные значения индексов, затем сами граничные значения индексов, остальные (функциональные) стандартные величины, а потом предъявлется справочник по массивам.

III. Формирование командных и сопутствующих им файлов.

Перед запуском формирования пользователь должен указать, какую вычислительную среду он собирается использовать. Осуществляется формирование командных файлов для трансляции, линковки и запуска задачи на счет с использованием данных SHIPR о расположении объектных модулей и библиотек.

IV. Формирование файлов с числовыми данными.

Осуществляется в двух формах:

-в форме таблиц (используется при генерации текста программы, реализующий требуемый расчет);

-в форме NAMELIST'a (можно использовать для оперативной правки пользователем вводимой информации).

При расчете сначала в данные заносятся значения, заданные в таблицах, затем они могут быть перезаписаны значениями, введеными из файлов, и на последнем этапе пользователь имеет возможность переопределить их с помощью NAMELIST'a.

V. Запуск на счет задачи.

Имеется возможность запуска задачи на счет как из оболочки ShIPR с последующим возвратом в оболочку, так и независимо от ShIPR.

Литература:

[1] Зизин М.Н., Шушаков А.В., Дементьева Д.Ю., Сушнова Н.Б. Интеллектуальная программная оболочка ShIPR для математического моделирования ядерных реакторов. Общее описание. Препринт ИАЭ-5701/5, М.1994

RU9604464

Development of Program Tools To Provide Testing, Verification and Validation of Computer Codes for Mathematical Simulation of Nuclear Reactors.

Zizin M.N., Bogdankevich V.L., Dementieva D.U., RNC-'KI'.

Разработка программных средств для обеспечения процедур тестирования, верификации и сертификации программ математического моделирования ядерных реакторов.

Зизин М.Н., Богданкевич В.Л., Дементьева Д.Ю., РНЦ-"КИ".

В этих тезисах показывается, что структура интеллектуальной программной оболочки ShIPR[I] хорошо приспособлена для осуществления процедур тестирования, верификации и сертификации программных модулей и их совокупностей.

The structure of system ShIPR is well adapted to verification and validation of the modules and sets of modules throughout their life cycle. When a new version of the calculation module appears, it would be easy to automate the comparison of the calculation results of two standard paths, which use the older and newer versions of a module. In this case one can save the calculation results by means of the existing routines called from these standard paths and then compare the written arrays using the specialized calculation path. Such specialized path has the same set of interfaces as in the compared paths; it also includes a call of a subroutine that compares the calculation results.

The existing technology allows to automate the development of a specialized path for comparative analysis of the data sets. The user must define only the list of standard values. It is possible to develop the specialized modules for visualization of the differences between older and newer versions for simplification of the comparison process. Such method can be used also for comparative analysis of two calculations of the same functional by different methods. Important feature of automated verification procedure must be ability to generate reports about verification or just their biggest parts.

Validation process requires to store additionally a set of benchmark models with experimental data checked and evaluated before. The structure of system ShIPR is well adapted to store evaluated mathematical model data in knowledge base. In this case one can compare calculation and experimental data with statistic processing of received differences.

Reference:

I Зизин М.Н., Шушаков А.В., Дементьева Д.Ю., Сушнова Н.Б. Интеллектуальная программная оболочка ShIPR для математического моделирования ядерных реакоров. Общее описание. Препринт ИАЭ-570I/5, М. I994.

БЕЗОПАСНОСТЬ ДЕЙСТВУЮЩИХ ЯЭУ

SAFETY PROBLEMS OF OPERATING NPPs

Пленарное заседание
6 сентября, 9.00 – 11.15

Plenary Session
September 6, 9.00 – 11.15

RU9604465

Reduced-order linear analysis of BWR stability

D.D.B. van Bragt and T.H.J.J. van der Hagen

Interfaculty Reactor Institute, Delft University of Technology
Mekelweg 15, 2629 JB Delft,The Netherlands

ABSTRACT

We study BWR stability characteristics. Our approach starts of from March-Leuba's reduced-order model (March-Leuba (1886)), which is the 'minimal' model necessary for explaining BWR instabilities. It assumes simple point-kinetics, a first-order system for fuel heat transfer, and a second-order ('damped spring') model for the void-reactivity. We have studied this model exhaustively in the frequency- and time-domain, and the resulting stability characteristics appear to be very sensitive to the modelling of the thermal-hydraulic subsystem. We outline our developed model for the channel thermal-hydraulics and present some preliminary test results for the natural circulation Dodewaard BWR.

Introduction

In BWRs, both in-phase and out-of-phase power oscillations have been observed in recent years. In the out-of-phase oscillation mode the power in one half of the reactor core increases, while in the other part the power decreases with the same amount. With average power detectors these out-of-phase oscillations are more difficult to detect than in-phase oscillations. The out-of-phase oscillation mode gets the most efficient feedback from the (subcritical) first harmonic neutronic mode (distinct from in-phase oscillations which are mainly amplified by the fundamental mode).

In larger (more spatially decoupled) reactor cores (for instance the SBWR concept) the subcriticality of this mode decreases, and out-of-phase oscillations become more likely to occur. Moreover, from thermal-hydraulic point of view, out-of-phase oscillations are more unstable than global oscillations, because the core-pressure drop and total circulation flow remain constant, and flow oscillations in the core are not damped out in the recirculation loop.

We first examine the effect of the thermal-hydraulics on reactor stability. As a frame, we use March-Leuba's (1986) well-known reduced-order model. We focus on the physical modelling of the channel thermal-hydraulics and in particular the thermal-hydraulic aspects of out-of-phase oscillations. We sketch our analytical thermal-hydraulic model. We elaborate on earlier work of Hashimoto (1993), who applied a very simple thermal-hydraulic model. We conclude with some preliminary results and our plans for future work.

The reduced-order model

This simple model consists of point kinetics for the neutronic subsystem, a first-order model for the fuel heat transfer, and a second-order ('damped spring') model for the channel (excess) void-reactivity ρ_α:

$$\frac{\partial^2 \rho_\alpha}{\partial t^2} + 2\omega_0\zeta\frac{\partial \rho_\alpha}{\partial t} + \omega_0^2 \rho_\alpha = kT \qquad (1)$$

where ζ is a measure of the thermal-hydraulic damping, $f_0 = \omega_0/2\pi$ is the natural frequency of the cooling channel and T is the fuel temperature. The parameter k controls the gain of the feedback,

established by the loop power→fuel temperature→ρ_α→power (see Fig. 1).

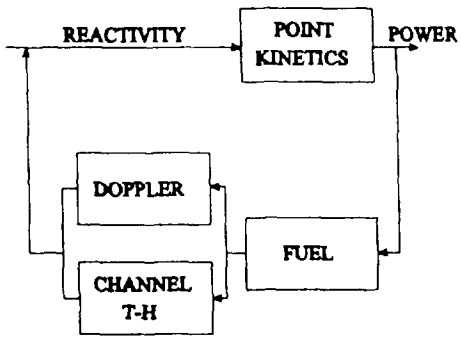


Fig. 1. Block diagram of the reduced-order model

In Fig. 2 we see the influence of changing the channel stability (by adjusting ζ) on the reactor decay ratio (DR), calculated using parameters of March-Leuba (1986). The channel DR = $\exp(-2\pi\zeta/\sqrt{1-\zeta^2})$.

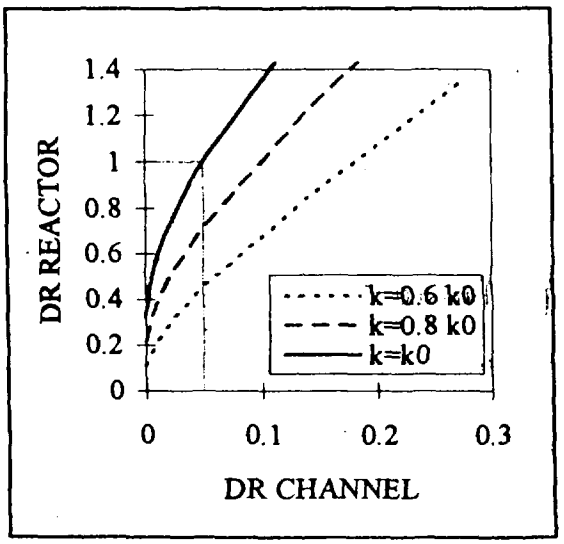


Fig. 2. Influence of the channel stability on the reactor decay ratio (f_0=0.42 Hz)

k0 is a reference value above which the reactor becomes unstable (when the channel DR = 0.05). In Fig. 2 we see how efficiently the neutronical subsystem amplifies the void-oscillations in the channel: even when the channel is still very stable the reactor can become unstable.

In Fig. 3 we see the influence of f_0 on reactor stability.

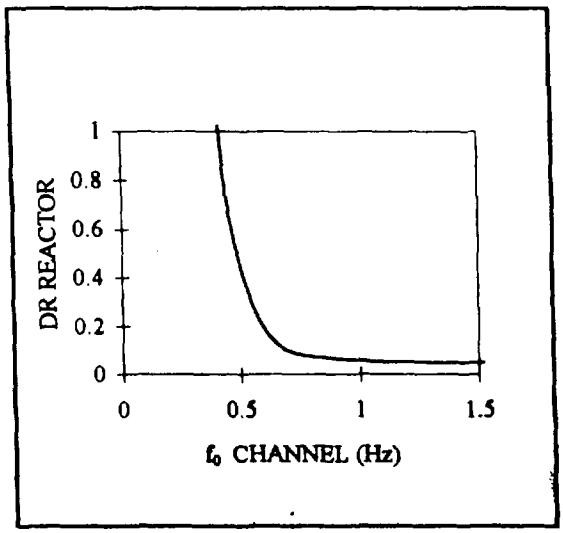


Fig. 3. Reactor decay ratio DR as a function of f_0 (channel DR=0.05, k=k0)

Note how fast the reactor becomes unstable when f_0 is decreased below ~ 0.7 Hz.

The channel thermal-hydraulics

In the previous section the large influence of the parameters ω_0 and ζ on reactor stability was demonstrated. To get more insight in the thermal-hydraulic processes that determine these parameters in the out-of-phase oscillation mode, we have developed a linearized analytical model which captures the global dynamical characteristics of the cooling channel. Our aim is to derive an analytical equation for the excess void fraction $\delta\alpha$. We then couple $\delta\alpha$ and the excess void reactivity ρ_α with a void-coefficient α_V: $\rho_\alpha=\alpha_V\delta\alpha$.

We divide the channel in two axial nodes. In the first node the (subcooled) inlet coolant is heated. This region is treated as one-phase (we neglect subcooled boiling). When the coolant has reached the saturation temperature it starts boiling and enters the second node: the bulk boiling region. Hashimoto (1993) considers this region only and neglects the influence of the one-phase region. Mass- and energy conservation yield a nodal convection equation for $\delta\alpha$. This equation, however, still contains a term proportional to δG, the excess mass flux.

We can formulate a differential equation for δG when we use the constant pressure drop boundary condition for the out-of-phase oscillation mode: $\delta \Delta P_{CORE} = 0$. The pressure drop in the two-phase region is the sum of the accelerational, frictional and gravitational pressure drop. The form losses (spacers, inlet) are included in the frictional term. We applied a first-order approximation of the Martinelli-Nelson correlation for the two-phase friction multiplier.
Writing out the different terms of $\delta \Delta P_{CORE}$ leads to a differential equation for δG. Eliminating this term in the convection equation for the voids yields a second-order 'damped-spring' equation for $\delta \alpha$, and thus an equation similar to Eq. (1) for ρ_a.

We use data of the Dodewaard reactor (Stekelenburg (1994)) to study our physical model for ω_0 and ζ. The friction is tuned by Stekelenburg to yield the measured mass flux at full-power conditions in his model. The dependence of f_0 on the mass flux is represented in Fig. 4.

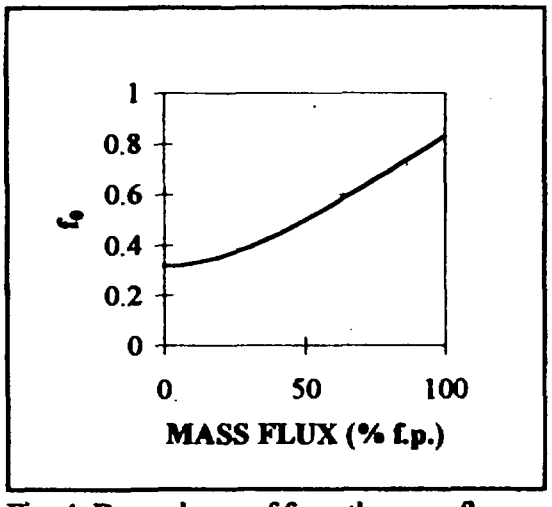


Fig. 4. Dependence of f_0 on the mass flux

In the calculations, the thermal power is reduced with the same relative amount as the mass flux, to eliminate the influence of a changing void fraction on channel stability. The channel natural frequency f_0 decreases when the mass flux decreases (because the average void transit time becomes larger).
In Fig. 5 we see the influence of reducing the mass flux on the stability of the channel.

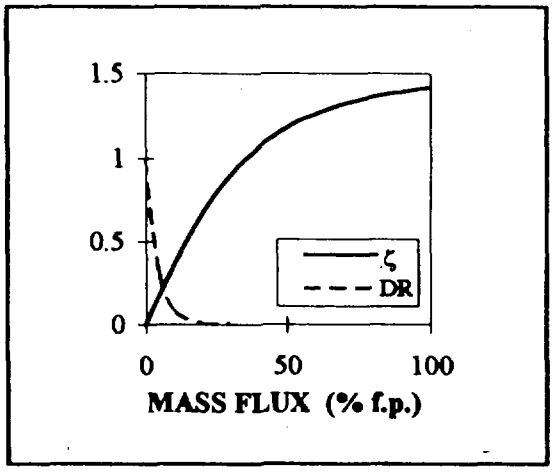


Fig. 5. Dependence of the damping on the mass flux

Note that for reduced mass fluxes the damping of oscillations in the channel becomes smaller. In the limit of very small mass fluxes the channel stability threshold (ζ=0) is approached.

Conclusions and future work

The channel stability characteristics, such as DR and f_0, have a strong influence on reactor stability. We have developed a physical model for the channel thermal-hydraulics The next step is closing the block diagram in Fig. 1 with the first harmonic mode of the neutronic subsystem, to calculate the overall out-of-phase reactor stability as a function of the operating conditions.

References

Hashimoto, K. (1993), *Ann. Nucl. Energy*, **20**, 789-797.

March-Leuba, J. (1986), *Nucl. Technol.*, 75, 15-22.

Stekelenburg, A.J.C. (1994), "Statics and dynamics of a natural circulation cooled boiling water reactor", PhD Dissertation, Delft University of Technology, Delft, The Netherlands.

RU9604466

ВЛИЯНИЕ ОТКЛЮЧЕНИЯ ОДНОЙ ПЕТЛИ НА РЕЖИМ РАБОТЫ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ВВЭР-1000

Никитин К.Л., Пинегин А.А., Хромов В.В., Шумский Б.Е.,(МИФИ)
Бай В.Ф., Богачек Л.Н., Кантор П.А., Кочин К.В. Соколов Л.А. (Калининская АЭС)

ONE LOOP TURN OFF INFLUENCE ON OPERATION OF THE VVER-1000 CORE

K.L.Nikitin, A.A.Pinegin,V.V.Khromov, B.E.Shumsky (MEPhI)
V.F.Buy, L.N.Bogachek, P.A.Kantor, K.V.Kochin, L.A.Sokolov
(Kalinin NPP)

Experimental information on power oscillations of Kalinin NPP unit-2 was analyzed for regime of operation on 67% of nominal power level with one heat removal loop switched off. Instable regime of the coolant mixing in the pressure chamber is concluded to be a main source of these oscillations. This instability leads to spatial and time-dependent non-uniformity of coolant temperature at the core inlet. Numerical modelling performed with the code NOSTRA showed satisfactory agreement of calculational and experimental data.

В августе 1993 г. на 2-ом блоке Калининской АЭС в конце 6-ой топливной кампании при работе реакторной установки на трех главных циркуляционных насосах (ГЦН) на уровне мощности 67% от номинальной, при открытой главной запорной задвижке (ГЗЗ), имели место значительные флуктуации токов ионизационных камер аппаратуры контроля нейтронного потока (ИК АКНП). Эти флуктуации, по показанию самописцев достигали 3% (по двойной амплитуде) от номинальной мощности, что создавало затруднения в управлении реактором в режиме поддержания заданной мощности.

После закрытия ГЗЗ и перехода к новому гидравлическому режиму величина пульсаций снизилась до обычных значений. В обоих режимах (с открытой и закрытой ГЗЗ) расход и давление через активную зону менялись слабо.

Можно предположить, что причиной флуктуаций нейтронной мощности служит неустойчивый режим смешения теплоносителя в напорной камере и на опускном участке. Уменьшение амплитуды флуктуаций после закрытия ГЗЗ, по-видимому, свидетельствует об увеличении устойчивости в этом случае режима перемешивания в напорной камере. Анализ других потенциальных источников колебаний, например, механические колебания внутрикорпусной шахты, показывает, что что по своим частотным и амплитудным характеристикам они не могут служить источником рассматриваемых флуктуаций нейтронного потока.

Изучение влияния неустойчивости температуры теплоносителя на входе в активную зону на показания боковых ионизационных камер был проведен с помощью трехмерной динамической программы NOSTRA.

Было проведено исследование частотных, амплитудных и пространственных характеристик флуктуаций входной температуры теплоносителя.

Из сопоставления полей энерговыделения при открытой и закрытой ГЗЗ были выделены границы областей со знакопостоянным изменением входной температуры теплоносителя и сделано предположение, что в режимах с открытой ГЗЗ неустойчивость входной температуры проявляется на границе этих областей. С учетом высокой когерентности колебаний токов боковых ионизационных камер исследовались наиболее вероятные пространственные формы колебаний, а именно:

а) во всех "пограничных" кассетах возмущение входной температуры теплоносителя в каждый момент времени имеет одинаковый знак;

б) возмущение входной температуры теплоносителя в "пограничных" кассетах на периферии активной зоны и в центре активной зоны происходит в противофазе.

В качестве временной зависимости была выбрана синусоидальная зависимость возмущения входной температуры от времени, а амплитуда колебаний принималась равной 2 град. С. Частота колебаний температуры теплоносителя менялась от 0.1 Гц до 3 Гц.

На рис. 1 и 2 представлены зависимости энерговыделения и температуры топлива от времени в кассете 41, на входе в которую происходит колебания температуры теплоносителя в седьмом слое от низа активной зоны. Расчеты проведены для частоты 0.25 Гц. В силу тепловой инерционности топлива колебания температуры топлива отстают и меньше по относительной амплитуде от колебаний энерговыделения, вызванных изменением температуры воды на входе.

На рис. 3 представлены относительные токи ионизационных камер при частоте возмущений 0.25 Гц. Различие в амплитуде колебаний токов качественно согласуется с экспериментальными данными.

Близость расчетных и экспериментальных данных по чуствительности нейтронной мощности к возмущению температуры теплоносителя следует из Рис. 4. Из анализа Рис. 4 можно заключить, что возмущение температуры теплоносителя на входе в активную зону имеет характер белого шума с распределением близким к равномерному. Особая чуствительность нейтронной мощности к колебаниям входной температуры теплоносителя 0.25Гц - 0.40Гц определяется теплофизическими параметрами реактора.

Представленные ниже графики относятся к режиму а). Аналогичные графики для режима б) имеют тот же характерный вид, при уменьшении амплитуды колебаний токов боковых ионизационных камер на 20 %.

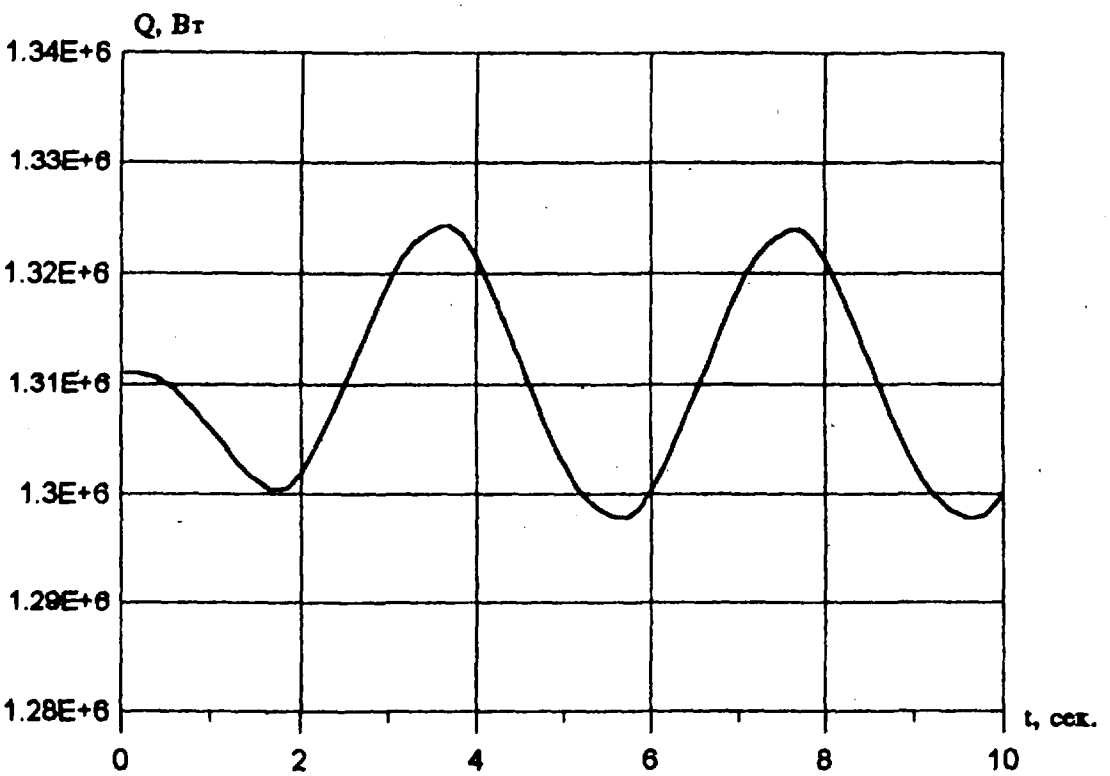


Рис. 1. Зависимость энерговыделения от времени в 41 кассете в 7 слое (h=0.25 Гц).

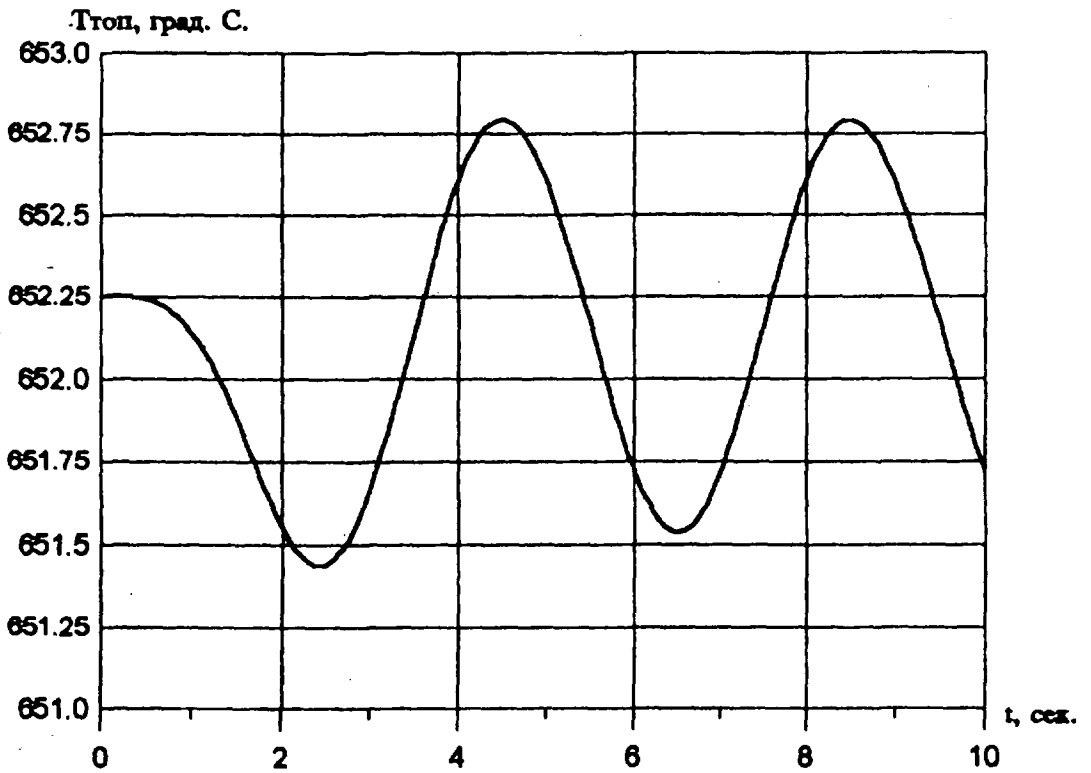


Рис. 2. Зависимость температуры топлива от времени в 41 кассете в 7 слое (h=0.25 Гц).

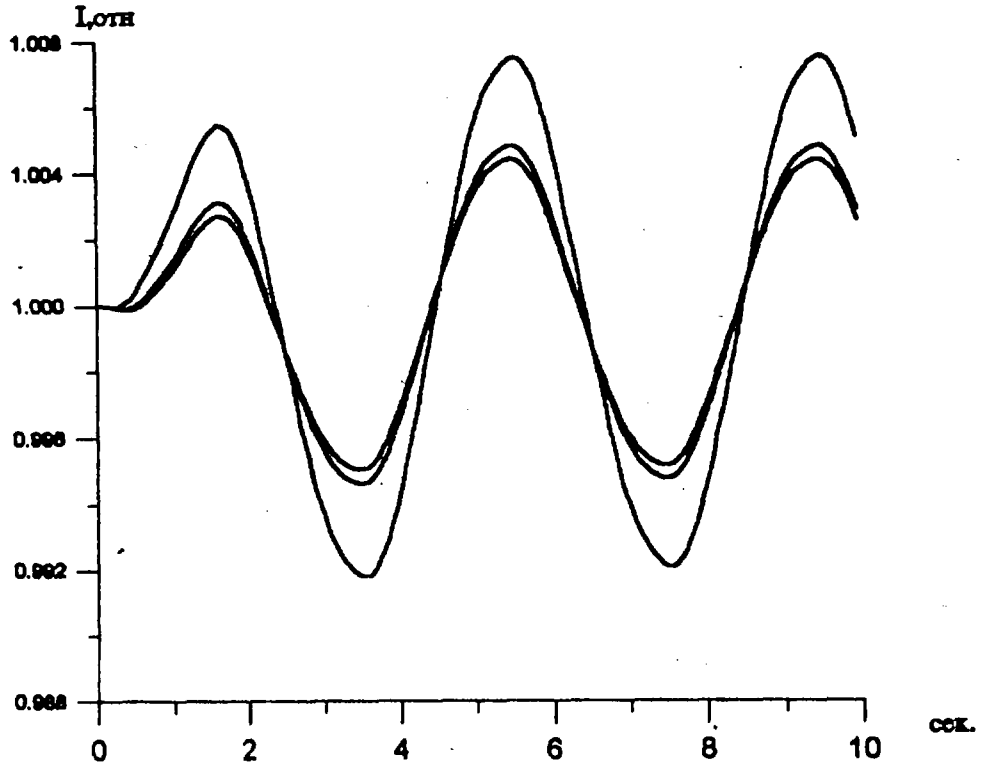


Рис. 3. Относительные токи боковых ионизационных камер (h=0.25 Гц).

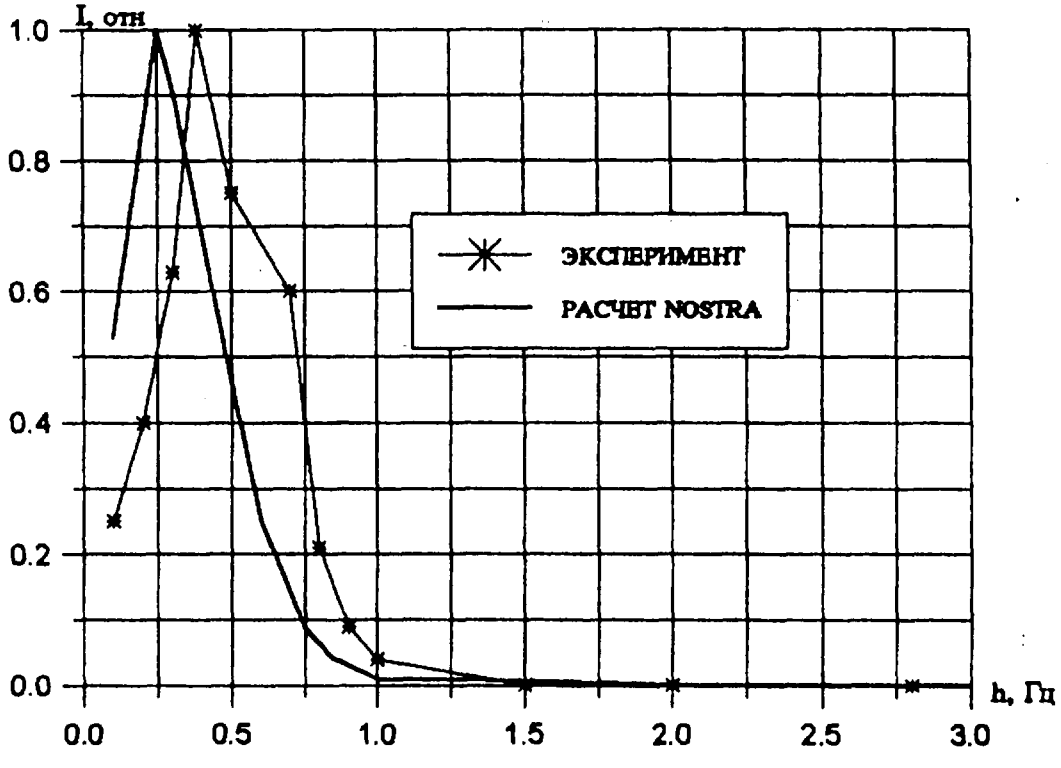


Рис. 4. Зависимость относительной мощности переменной составляющей сигнала ИК.

RU9604467

ESTIMATION OF PWR TEMPERATURE REACTIVITY COEFFICIENT

Ljiljana Kostić
Institute of Nuclear Sciences "Vinča", Nuclear Engineering Laboratory
P.O.Box 522 YU-11001 Belgrade, Yugoslavia

Temperature coefficient of reactivity (TCR) is a very important safety parameter of pressurized water reactors (PWRs). It results from temperature and density changes in the neutron moderator and leakage properties of the primary coolant. Determination of this parameter at the beginning and near the end of the fuel cycle is courried out in most PWRs. Usually, it is performed by inducing primary coolant changes with throttle-valve adjustments while maintaining criticality by varying soluble poison concentration in the primary coolant. The reactivity worth of the poison concentration change is the inferred value of the TCR. This method is time consuming, rather inexact and expensive because of the volume of primary coolant that must be processed, especially near the end of a cycle when poison concentration is low. Slow transients in fission product poison concentrations may be induced by the required reactor power adjustment. Therefore, this method can be also destructive of plant operation.

This paper demonstrates application of the passive, nondestructive, on-line method for monitoring the TCR of 1350 MW PWR based on frequency domain noise analysis of in-core neutron detector and ex-core thermocouple signals, the only signals commonly available in an operating power plant. For the validation od the method, experimental investigation of the neutron and temperature noise field performed under different operating conditions during more fuel cycles have been used[5].

Operating experience in the 1350 MW PWR power plant[6] has shown increases of the neutron noise signals with operating time and decreasing boron concentration in all radial and axial in-core and ex-core detector positions. Assuming that the temperature perturbations are time invariant throughout the fuel cycle, then any increase in the neutron flux noise may be attributed to changes in the coolant temperature coefficient.

The most dominant driving noise sources effecting on the neutron flux and core exit temperature dynamics in the PWR are: coolant flow inlet temperature fluctuations, subcooled boiling and random heat flux fluctuations due to fluctuations of the coolant flow rate and turbulance and due to fluctuations of heat sources itself. The heat source fluctuations include those disturbance sources that affect the neutron flux first and then through the heat transfer processes cause the fluctuations of the core exit temperature. Since the time constant of the heat transfer processes between the fuel and coolant is much higher than the time of the coolant through the core, one can conclude that the different temperature perturbations in the coolant drive the neutron flux fluctuations.

Let us we suppose that coolant velocity (δV) and heat mass transfer coefficient (δh) variations are axially uniform but produce an axially varying coolant temperature fluctuation $\delta T_c(\omega,z)$. This fluctuation produces, acting through the TRC, a local reactivity fluctuation $\delta\rho(\omega,z)$. Local fluctuation, through the neutron kinetics, produces a fluctuation in the local neutron flux $\delta\phi(\omega,z)$. The self powered in-core neutron detectors (SPNDs) located at different axial positions inside of an empty control rod tube in eight fuel assemblies measure this neutron flux fluctuation. The resulting power fluctuation in turn produces a feedback to the coolant temperature by heat transfer through the fuel, gap and clad.

Experimental investigations at the 1350 MW PWR power plant[5] show that the TCR related fluctuations act in the frequency range from 0.1 till 1.2 Hz. In this range the wavelength of the temperature fluctuations is some times the core height for the considered frequences. Such

fluctuations affect a major part of the fuel assembly simultaneously and can be recorded by both the termocouple and neutron detector.

The reactivity fluctuation is *local* as it depends on the local temperature fluctuation. However, concerning the effective wavelength of the fluctuations[4] it is clear that these fluctuations are affecting large portions of the core simultaneously. Thus, we can suppose that the reactivity fluctuation is essentially uniform at any instant. Therefore, one can assume that the TCR measured in a fuel assembly corresponds to the core-average value of TCR.

In a typical PWR, the heat transfer process between the fuel and coolant is a relatively slow process. The time constant for this process [7] is ~ 5 s. Therefore, to eliminate the influence of the power feedback to the coolant temperature and to separate this effect from the TCR effects, a low frequency limit of 0.2 Hz must be used during the measurements. In this way, the coolant temperature fluctuation could be measured before the power feedback begins to alter the coolant temperature.

To simulate the axial neutron flux and core-exit temperature measured by the neutron SPNDs and termo couples, we used a multinodal model in the axial direction following the ideas of Williams[7], Shieh, Upadhyaya and Sweeney[3], and later Thomas, Herr and Wood [4]. Following the procedure, we could calculated the frequency response function (FRF) between the coolant temperature at any axial node and the reactivity at any axial node using the relation:

$$FRF_{\delta\rho,\delta T_c}(\omega) = \frac{FRF_{(\delta\Phi/\Phi_0)\lambda\delta T_c}(\omega)}{G_0(\omega)}$$

where $G_0(\omega)$ is the zero power transfer function.

In the PWR, the thermocouples are mounted above the active core. To simulate these termocouples, the coolant temperature at the last coolant node is weighted by a termocouple time constant. The fuel assembly was divided into 32 axial nodes because the power distribution is measured at 32 axial locations. A measured axial power distribution was used in the model.

With the aid of the analytical model, the frequency response function between neutron flux and coolant temperature at various axial nodes is calculated, too. It is seen that the FRF increases with the TCR magnitude. Generaly, the shape of the FRF depends on the driving source, time constant of the termocouple and neutron detector location in the core.

Assuming that the dominant driving sources are white, we can calculate power spectral densities (PSDs) of the neutron flux and coolant temperature. To see the neutron flux variations in the axial direction, the PSDs were calculated at six axial positions corresponding to the SPND detectors positions in the core. Comparing the analytical PSDs with the experimental neutron flux PSDs insight may be obtained about the dominant driving source in the reactor core.

Teoretical investigations based on the above theoretical model show that the FRF magnitude between the in-core neutron flux and the core-exit thermocouple is proportional to the coolant temperature reactivity coefficient (TRC). For the experimental estimation of the FRF from the spectra, the coherence function between the in-core neutron flux and the ex-core thermocouple signals is used.

The measurements were performed at full power and stationary thermohydraulic conditions. To receive a sufficient accuracy of the power spectral density estimations in the low frequency range, the noise data were recorded for about 2 h. For all in-core neutron detector and ex-core termocouple signals normalized auto and cross power spectral densities were determined.

For the TCR estimation, we are interested in the first place how the spectral signatures of coolant temperature and neutron flux vary over the fuel cycle. Therefore, the measurements were carried out more times during different fuel cycles.

The most important feature of the coolant temperature spectrum is that it does not vary significantly with core burnup. In contrast to the temperature PSDs, the normalized root mean square (NRMS) value of the neutron flux noise tends to increase monotonically during the fuel cycle with core burnup as a result of the changing TCR magnitude.

Because of the coupling of the neutronics and the separation distance between the in-core detector and the core-exit thercouple, the temperature-induce fluctuations in the neutron flux occur in a frequency range below 1.2 Hz. Above 1.2 Hz there is no coherence between signals.

Increasing the separation distance between the neutron detector and thermocouple increases the slope of the phase angle what means that the temperature fluctuations are axially carried up the core.

By using the proportionality between the FRF curve and the TCR, one can obtain a relative measure of the TCR. To reduce the variance of the FRF estimate, we average the FRF over a frequency band of $0.2 \leq f \geq 0.8$ Hz. This frequency band includes the largest values of the coherence. By averaging the estimator of the FRF between the flux and coolant temperature and normalizing this averaged value of the TCR to a known value of the TCR, the change in the TCR throughout the fuel cycle can be monitored by measuring the FRF.

Tree layer backpropagation neural network for identifying temperature coefficient of reactivity was evaluated. The network was then trained and tested on experimental data from the 1350 MW PWR power plant.

The used backpropagation neural network configuration has 50 input nodes (corresponding to 50 frequency response function values), 15 hidden-layer nodes and one output node (TCR value). Coherence patterns for 12 different values of TCR (measured during different fuel cycles) are used for training the network. The remaining 16 patterns are used to interpolate TCR.

The core-exit coolant temperature spectrum remains constant duting the core life, while the in-core neutron spectrum increases with increasing the magnitude of the temperature coefficient of reactivity. The change in the neutron flux induced by a change in the coolant temperature is measured by the magnitude of the frequency response function (FRF) between the in-core neutron flux and the core-exit temperature fluctuations signals. Since the extraneous noise is presented in both the termocouple and neutron detector signals, the coherence estimator of the frequency response function was used.

The parameter estimation capability of neural network is exploited in determining the coolant temperature coefficient of reactivity in the PWR. It is shown that the backpropagation neural network may be used for on-line estimation of reactor performance parameters, provided the domain of training covers the operating regimes of interest.

The coolant temperature reactivity coefficient (TRC) has been succesfully monitored with core burnup by calibrating the measured FRF magnitude to a known value of the TRC. There is good agreement between the design and experimental values of the coolant reactivity coefficient.

REFERENCES

[1] J.A. Thie, *Prog. Nucl. Energy*, **1**, 283 (1977).

[2] E. Turkcan, *Prog. Nucl. Energy*, **9**, 437 (1982).

[3] D.J. Shieh, B.R. Upadhyaya, *Nucl. Sci. Eng.*, **95**, 14 (1987).

[4] J.R. Thomas, Jr., J.D. Herr, D.S. Wood, *Nucl. Sci. Eng.*, **108**, 331 (1991).

[5] Lj. Kostić, J. Runkel, D. Stegemann, *Prog. Nucl. Energy*, **21**, 421 (1988).

[6] Lj. Kostić, A. Huseman, J. Runkel, D. Stegemann, P. Kahlstatt, *Proc. of a Simposium on Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics, SMORN VI*, 35.01 (1991).

[7] Williams M. M. R., ***Random Processes in Nuclear Reactors***, Pergammon Press, New York (1974)

[8] Thie J. A., ***Power Reactor Noise***, American Nuclear Society, La Grange Park, Illinois, (1981)

RU9604468

РЕЗУЛЬТАТЫ СТАТИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА РАСХОЖДЕНИЯ РАСЧЕТНЫХ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ ЭКСПЛУАТАЦИИ ВВЭР-1000.

Цыганов С.В., Шишков Л.К., ВНИИАЭС.

RESULTS OF STATISTICAL ANALYSIS OF CALCULATED AND EXPERIMENTAL VVER-1000 OPERATION DATA DEVIATION.

Tsyganov S.V., Shishkov L.K., VNIIAES.

The statistical analysis of calculated and experimental data deviation of some VVER-1000 operation parameters was carried out. There were considered such parameters as power density in the most intense assembly, power density in assembly with the heaviest deviation, initial boron acid concentration, temperature coefficient of reactivity, etc. Calculated data of investigated parameters was obtained using codes АЛЬБОМ and ПИР-ВОПОЛ. Results are represented in tables and graphics.

Проводился статистический анализ данных о расхождении расчетных и экспериментальных значений некоторых параметров реакторов ВВЭР-1000. Рассмотрены следующие параметры : энерговыделение в наиболее напряженной тепловыделяющей сборке; энерговыделение в тепловыделяющей сборке с наибольшим расхождением; пусковая концентрация борной кислоты; температурные коэффициенты реактивности; интегральная эффективность аварийной защиты с одним застрявшим ОР СУЗ; интегральная эффективность рабочей группы ОР СУЗ.

Источником информации служили отчеты, которые направляют АЭС во ВНИИАЭС для проверки и согласования топливных загрузок. Использовались данные о загрузках ВВЭР-1000 начиная с 1988 года, в основном рассматривались кампании с трехгодичным топливным циклом. Среди имеющихся данных случайным образом выбраны ряд загрузок, информация о которых и была обработана. Расчетные величины соответствуют обработке с помощью аттестованной программы АЛЬБОМ. Экспериментальное поле энерговыделения обработано с помощью аттестованной программы ПИР-ВОПОЛ.

Результаты статистического анализа представлены в виде таблиц и гистограмм.

Установлено, что отклонение коэффициента неравномерности энерговыделения в тепловыделяющих сборках распределено по нормальному закону около нуля. Это подтверждает, в частности, отсутствие систематической ошибки в алгоритме восстановления поля энерговыделения. В таблице приведены среднеквадратичные отклонения (СКВО) коэффициентов неравномерности.

Отклонение пусковой концентрации борной кислоты имеет преимущественно неконсервативный характер, расчетное значение в подавляющем большинстве случаев больше, чем экспериментальное. Причины такого отклонения выясняются.

Отклонение других последуемых параметров находится в пределах допустимых паспортных отклонений расчетных программ.

Предполагается, что результаты этой работы будут использованы при создании новой редакции нормативного документа " Номенклатура и порядок согласования результатов нейтронно-физических эксплуатационных расчетов и экспериментов".

Табл. 1. Средние величины расхождений расчетного и восстановленного по ПИР-ВОПОЛ энерговыделения в кассетах ВВЭР-1000.

	СКО
Наиболее напряженная ТВС	0.023
ТВС с наибольшим расхождением	0.074

Табл. 2 Таблица средних величин расхождений экспериментальных и рассчитанных по АЛЬБОМу значений параметров ВВЭР-1000, начало кампании, МКУ.

Название параметра	Единица измерения	Среднее значение отклонения (расч-экспер)
Пусковая концентрация борной кислоты	г/кг H_2O	0.31
Температурный коэффициент реактивности	E-05(1/C)	1.37
Интегр. эффективность аварийной защиты (один застрев. ОРСУЗ)	%	0.44
Эффективность рабочей группы ОР СУЗ	%	0.092

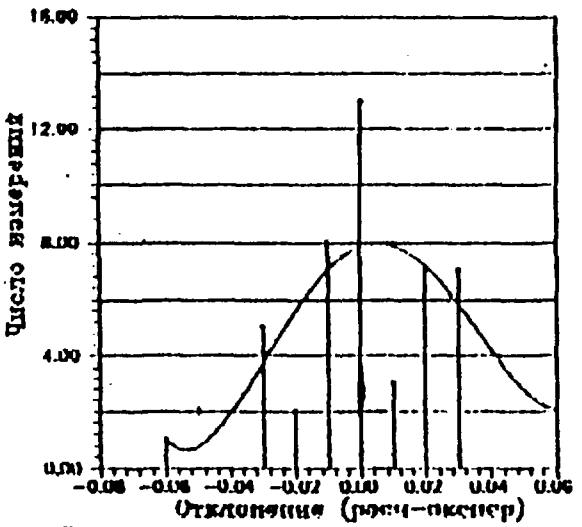


Рис.1 Гистограмма распределения разности (расчет–экспер) при определении энерговыделения в тах нопряженной ТВС

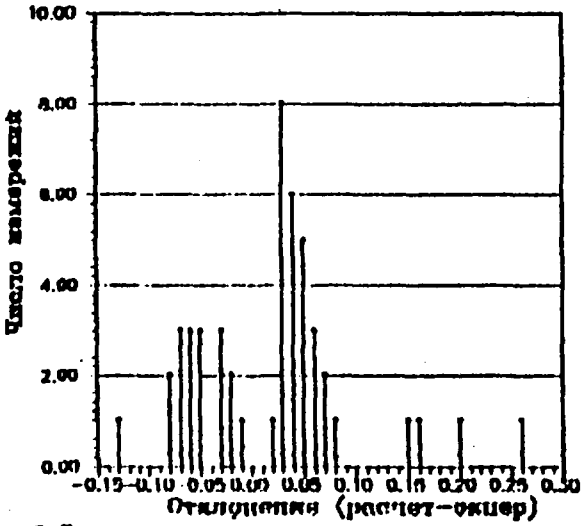


Рис.2 Гистограмма распределения тах разности (расчет–экспер) при определении энерговыделения в ТВС

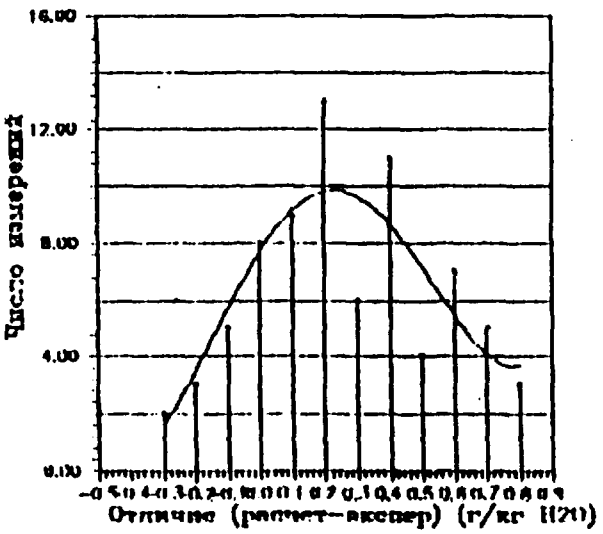


Рис.3 Гистограмма распределения ошибок в определении нуклеиной концентрации борной кислоты

КОМПЛЕКСНЫЕ МОДЕЛИ

COMPREHENSIVE MATHEMATICAL MODELS AND COMPUTER CODES FOR REACTOR SAFETY ANALYSIS

Секционное заседание 5
6 сентября, 11.45 — 13.30

Session 5
September 6, 11.45 — 13.30

Software support for the HOR research reactor operation

J.E. Hoogenboom[1], P.F.A. de Leege[1], I.V. Serov[1] and V.A. Khotylev[1,2]

[1]Interfaculty Reactor Institute, Delft University of Technology
Mekelweg 15, 2629 JB Delft, The Netherlands
[2]Moscow Engineering Physics Institute,
Kashirskoe sh. 31, Moscow, 115409 Russia

RU9604469

ABSTRACT

The HOR is a 2 MW pool-type research reactor with high-enriched MTR-type fuel assemblies. For its operation support and fuel management extensive neutronic calculations are performed regularly using the INAS computer code package of IRI. Major developments to this code system will be discussed.

For easy judgement of possible new core configurations a PC program HORECA was developed with an interactive graphical possibility shuffle fuel assemblies in the core and to load fresh or used fuel assemblies from a fuel storage. A relatively fast calculation of the effective multiplication factor and the power distribution can be started with a simplified reactor geometry, as well as a depletion calculation to judge the performance of that specific core configuration.

A separate calculational system CONHOR was developed based on a 2-D diffusion calculation to obtain accurately the power distribution during an operation cycle. A comparison with foil activation measurements leads to a correction of the nuclide densities accounting for the uncertainties both in measurements and calculation.

Introduction

The reactor physics computer code system INAS (IRI-NJOY-AMPX-SCALE) developed at IRI consists of a large number of codes which matched input and output files. The backbone codes of the INAS system are generally available reactor physics codes, but a lot of effort has been put in validation and verification of the combined code system and data used, resulting in the detection and correction of several errors. Moreover, different new developments in the code system were realised. The INAS system covers all steps from fine group cross section generation to core calculations and burn-up determination. The INAS system has been extensively applied to support the operation of the HOR research reactor of the Delft University of Technology.

The INAS code system

As the primary cross section data base the JEF-2.2 (Joint Evaluated File) in ENDF/B-6 format was adopted. The NJOY code reconstructs the resonance cross section at the desired temperature and generates fine group cross sections and transfer matrices for all requested reaction types. A conversion module NSLINK was developed at IRI to produce an AMPX master library,

which is the basis for fine-group cell calculations in the SCALE code system. Recently we generated in this way, in cooperation with the Energy Research Foundation ECN, Petten, The Netherlands, a 172-group fine group neutron cross section library for over 100 nuclides based on JEF-2.2. In this way we can use the most recent cross section data and do not depend on the availability of libraries from other institutes.

Broad-group cross sections are generated for a specific fuel cell geometry, taking into account the resonance self-shielding. In the SCALE system different fuel cells in an assembly can only be modelled approximately with a 1-D transport calculation. Here we coupled the 2-D WIMS/D module to the SCALE system for a more accurate assembly modelling. This module can also be used in depletion calculations in the extended SCALE system where the successive cycles are made through the depletion code ORIGEN-S and the assembly calculation to provide cross sections weighted with the correct neutron spectrum.

Reactor core calculations are performed with the 3-D diffusion code BOLD VENTURE, although this code is used in 2-D modelling of the core for routine calculations. In cooperation with the Moscow Engineering Physics Institute the 3-D time-dependent diffusion code SKETCH was adapted to accept cross section data as produced in the INAS system, as well as to facilitate post-processing of calculated fluxes. Also several methods for convergence acceleration were introduced to enable routine 3-D static calculations. As an illustration the thermal neutron flux for the HOR calculated by SKETCH is shown in Fig. 1.

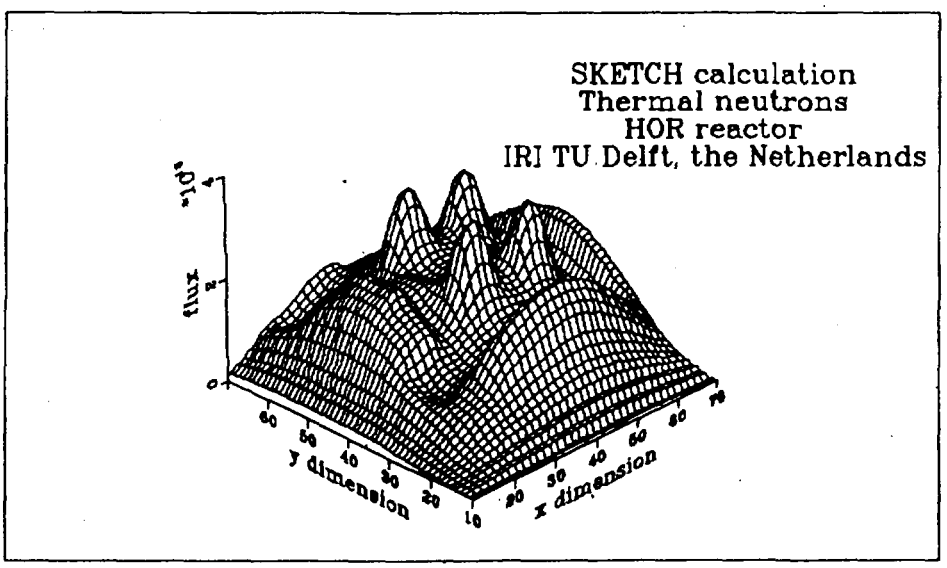


Fig. 1. Thermal neutron flux in HOR as calculated by SKETCH.

An aid to reload pattern design

Once every three month a few fuel assemblies have to be discharged and a new core design must be established. A new core design is evaluated over the next operation cycle with the codes from the INAS system. Although the number of fuel assemblies in the HOR core is small in comparison with large power reactors, not all possible core configuration can be evaluated in this way. To preliminary judgement of a possible new core configuration a PC-based interactive graphical system HORECA was developed to compose a new core lay-out by clicking fuel assemblies from a core map on the PC screen to be unloaded to the fuel storage, to reshuffle fuel assemblies in the core and to add fresh (or possibly previously used) fuel assemblies from the fuel storage to the new core. A data base keeps track of the fuel properties of each specific fuel element taking into account its power history in order to define automatically the initial conditions for a core calculation for the newly designed core. The power distribution and depletion during an operation cycle are calculated with an adapted version McCrack code. A number of possible reloading patterns are evaluated in this way for cycle length and power distribution. The most promising core design is evaluated more thoroughly based on calculations with the INAS code system.

Accounting for results of measurements

At the start of every operation cycle neutron flux measurements are made based on foil activation. At every fuel assembly a string of activation foils is installed, activated at relatively low power and the activity measured afterwards. This results after several corrections into a power distribution map, which can be compared with the calculated power distribution.
As both these measurements and the calculational results are associated with errors, a statistical technique was worked out to adapt the actual densities of fissile nuclides in each fuel assembly, taking into account their statistical error due to uncertainties in the calculational model and cross section data. The nuclide densities are varied in such a way that the measurement results of foil activation can be reproduced with maximum likelihood, also taking into account the statistical uncertainties in the measurement results.
A code system CONHOR was developed to initiate with only simple commands the power distribution and depletion calculation for one or more operation cycles, including reshuffling between cycles, and to apply the confluence technique of measured and calculated data at any cycle. In this way results after several cycles can be compared with and without corrections due to measurements. The power distribution and depletion calculations are presently based on the CITATION diffusion code. In the future this code will be replaced by BOLD VENTURE or SKETCH.

A two-dimensional analytical nodal core model for use in a reload pattern optimization procedure

R. van Geemert and J.E. Hoogenboom

Interfaculty Reactor Institute, Delft University of Technology
Mekelweg 15, 2629 JB Delft, the Netherlands

RU9604470

ABSTRACT

The aim of our research is the design and implementation of a model which adequately describes the state of a nuclear reactor during its fuel cycle and is suitable for use in a discrete optimization procedure. In the optimization problem, one is interested in the reload patterns associated with a maximum value of a certain objective function, which may contain various relevant quantities, such as for example the burnup of an average fuel bundle at the end of its lifetime and the neutron leakage. In the optimization algorithm, both the constraints and the objective function can be quite flexibly specified.

Our approach consists of an analytical two-dimensional model in which a quarter of a reactor core is considered, and quadrant symmetry of the reactor core is assumed. Adjustment to the consideration of an octant core is quite straightforward. The model features a reactor divided into square, homogenized nodes, each representing a fuel bundle, and provides analytical expressions for both constraints and objective fuction in a form that is required in the optimization procedure.

Introduction

In our model, we consider a quadrant test core, such as the one depicted in fig.1.

1	2	3	4	5	6	25
7	8	9	10	11	26	27
12	13	14	15	16	28	
17	18	19	20	29	30	
21	22	23	31	32		
24	33	34	35			
36	37					

fig 1. Quadrant test core

It is assumed that the physical state of the reactor core features quadrant symmetry, which implies a zero net neutron transport across the left system boundary and the top system boundary. The system regarded consists of two spaces Ω_c and Ω_w. Ω_c is the space contained within the bold lines and represents the core, containing fuel bundles, and Ω_w represents the water in which the core is embedded. Two neutron energy groups are considered, evidently a fast and a thermal energy group. In conformity with general convention in nuclear reactor physics, group 1 is the fast group. Each of the square, homogenized nodes represents an individual fuel bundle placed at its own particular location in the reactor core.

Now, the idea is that the initial fuel bundle configuration, in combination with the criticality condition, fully determines the way in which the reactor core evolves from BOC to EOC, because of the choice of only one criticality control parameter (the soluble boron concentration).
For a given cycle length and a given required power level, the most desirable evolution is the one which satisfies

$$k_{\infty}(t) = 1, \quad 0 \le t \le T, \tag{1a}$$
$$\lambda(t) \ge 0, \quad 0 \le t \le T, \tag{1b}$$
$$\lambda(T) = 0, \tag{1c}$$
$$p_r(t) \le f_{lim}/N, \quad 0 \le t \le T. \tag{1d}$$

Here, $\lambda(t)$ is the control parameter for criticality maintenance. Equation (1d) represents the "power

peaking constraint". N is the number of nodes over which the power distribution is normalized ; f_{lim} is the power peaking limit.
Equation (1c) is an objective which, for fixed cycle time, cannot be exactly fulfilled, but should be approximated as closely as possible by choosing a minimal number of fresh fuel bundles to be placed in the core at BOC.

Theoretically, one can also allow the reactor to burn until the objective (1c) is exactly met, which implies that one would permit equation (1c) to dictate the cycle length. However, in practical situations, one likes having a proper and regular time schedule for the operation and maintenance of a nuclear power plant, for example with the reload operation applied after 1 year or 1½ year of power production. This is the reason why, in this paper, the concept of a fixed cycle length will be upheld.

Since the time evolution of the reactor state cannot be calculated analytically, the cycle length must be divided in a number of intervals of equal duration.
The exact time evolution of the reactor state $\underline{\Psi}(t)$ is then replaced by the discrete sequence :

$$\{\underline{\Psi}(0),\underline{\Psi}(1),\underline{\Psi}(2),\ldots,\underline{\Psi}(M)\}, \qquad (2)$$

$$\text{with } \underline{\Psi}(0) = \underline{\Psi}^{(boc)} \text{ and } \underline{\Psi}(M) = \underline{\Psi}^{(eoc)} \qquad (3)$$

The state $\underline{\Psi}(m)$ is symbolic for the collection of all relevant physical quantities and parameters and is supposed to fully characterize the physics of the reactor core during time interval m. Examples of such quantities and parameters are the nodal macroscopic cross sections and the nodal neutron flux and power distributions, for the determination of which 1½-group diffusion kernel methods are suitable and available.
In reload pattern design, one is interested in some optimal placement at BOC of the available fuel bundles in the core, which results in a minimum or maximum value of a certain objective function F. In general, this objective function F is a combination of several weighted quantities which depend on the way in which the reactor state evolves and hence are dependent of the choice for the BOC fuel configuration. Important examples of such quantities are the neutron leakage, the peaking power factor and the core-averaged reactivity loss. A minimal value for the last-mentioned quantity is equivalent to a maximal value of the EOC control parameter required for criticality maintenance.
The reload operation can be specified by a square matrix X. The elements of X are defined by :

$X_{IJ} = 1$ if the fuel bundle which has resided in node J is located in node I after reloading
0 otherwise

The natural constraint that a fuel bundle can only be placed in one node can be expressed by

$$\sum_I X_{IJ} \in \{0,1\} \qquad (4)$$

Analogously, the constraint that a node can contain only one fuel bundle can be expressed by

$$\sum_J X_{IJ} \in \{0,1\} . \qquad (5)$$

If, in equation (4), $\Sigma_I X_{IJ}=0$ then obviously the fuel bundle which has resided in node J is to be discharged. If, in equation (5), $\Sigma_J X_{IJ}=0$, then apparently none of the older fuel bundles which were already present in the core will be placed in node I. In that case a fresh fuel bundle will be placed in node I. If the fuel bundles are characterized by their thermal cross sections, the reload operation can be described by

$$\begin{pmatrix}\Sigma_{a,1,0}\\ \Sigma_{a,1,0}\end{pmatrix} = \sum_{J=1}^{N}\left[X_{IJ}\begin{pmatrix}\Sigma_{a,1,T}\\ \Sigma_{a,1,T}\end{pmatrix} + (\delta_{IJ}-X_{IJ})\begin{pmatrix}\Sigma_{a,fresh}\\ \Sigma_{a,fresh}\end{pmatrix}\right] . \qquad (6)$$

It is obvious that the matrix X must satisfy the following constraints :

$$X_{IJ} \in \{0,1\} \quad \forall\, I,J \in \{1,\ldots,N\} \qquad (7a)$$
$$\Sigma_I X_{IJ} \in \{0,1\} \quad \forall\, I \in \{1,\ldots,N\} \qquad (7b)$$
$$\Sigma_J X_{IJ} \in \{0,1\} \quad \forall\, J \in \{1,\ldots,N\} \qquad (7c)$$
$$\Sigma_I\Sigma_J X_{IJ} = (1-f_R)N \in \mathbb{N} \qquad (7d)$$

In constraint (7d), f_R is the reload fraction ; $f_R N$ is the number of fresh fuel bundles which will be present in the core after the reload operation.
Since nuclear reactors are operated for multiple successive fuel cycles, a reasonable manner to evaluate reload patterns is to consider their performance in the case of an equilibrium cycle ; when one refuels the reactor a multiple number of times, each time implementing the same reload scheme, one eventually obtains reactor behaviour which duplicates itself each cycle. This behaviour is denoted as equilibrium cycle behaviour.

For study of the reactor behaviour resulting from multiple refuelling with the same reload pattern, additional constraints have been defined to prevent theoretical situations in which some fuel bundles will never be discharged or situations in which fuel bundles are discharged too early or

too late.
In the case of an equilibrium cycle, the reload pattern optimization problem can be formulated as follows :

$$\underset{X,\{\underline{\Psi}_m(\lambda_m,X)\,|\,m\in\{0,1,\ldots,M\}\},\lambda_m,\underline{\Sigma}}{\text{Maximize}} \quad F(X,\{\underline{\Psi}_m(X,\lambda_m)\}$$

subject to

$$\begin{aligned} &\mathcal{F}(X) \le \underline{a}_1 , \\ &\mathcal{E}(X) = \underline{a}_2 , \\ &p\cdot\underline{\Psi}_m \le \underline{a}_3 , \\ &C\cdot\underline{\Psi}_m = \underline{a}_4 , \end{aligned} \tag{8}$$

where the first two symbolic constraint expressions represent constraints on the nature of the reload operator for the exclusion of unrealistic reload processes, the third constraint expression symbolizes technical constraints on the reactor behaviour, and the fourth constraint expression represents the set of reactorphysical laws which must be obeyed, and normalization equations.

If it turns out that solution of the optimization problem is infeasible because of the vastness of the solution space for a 24-node core, one can resort to the consideration of an octant reactor core, assuming octant symmetry for the optimal solution. Such an octant is depicted in fig.2.

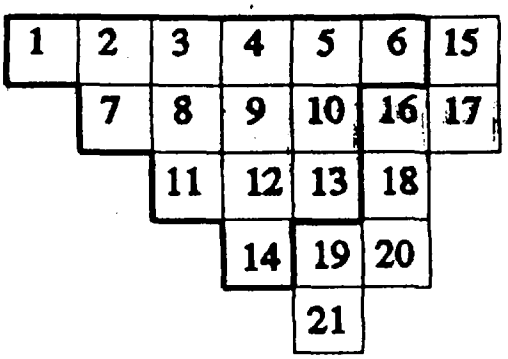


fig 2. Octant test core

In this case one has to bear in mind that the diagonal nodes contain half as much volume as the non-diagonal nodes. A very essential, fixed quantity is the volume vector $\underline{V}$:

$$\underline{V} = (½,1,1,1,1,1,½,1,1,1,½,1,1,½,1,1,1,1,1,½)$$

The consideration of octant symmetry results in a significant reduction of the number of different possible reload patterns. It is, however, important to realize that octant symmetry can never be exactly achieved, except in the case where each fresh fuel bundle that is placed on a diagonal position remains on the diagonal during the rest of its entire lifetime.

Applications

At present, the optimization problem is being implemented in the optimization computer program GAMS (General Algebraic Modelling System), which can find integer solutions via the determination of an optimal 'relaxed' solution for X, with $0 \le X_{ij} \le 1$ instead of $X_{ij}=0$ or 1, followed by a branch and bound procedure to find the optimal integer solution.

It would be quite interesting to also consider a construction of the search space of reload patterns by using knowledge based techniques (Halperin, Nuclear Science and Engineering, Volume 119, Number 2, februari 1995), and see if the same optimal reload pattern is obtained. The technique consists of the application of heuristic "rules of thumb" from reload design practice for reduction of the solution space. An example of a heuristic rule which is often implemented in practical reload design is the exclusion of the option to place fresh fuel bundles at the periphery of the core of a commercial reactor, because of assumed increased neutron leakage. The idea is that by applying these heuristic rules one can eliminate a large part of the search space which is thought to contain only reload patterns that lead to uneconomical and undesirable cycle behaviour and/or violation of safety constraints.
The availability of GAMS should provide us with an excellent opportunity to check whether such knowledge based rules do not eliminate possible reload schemes which turn out to perform well in terms of the core model, without violation of constraints. In other words, if application of knowledge-based constraints leads to the same optimal pattern in a GAMS calculation, we may probably be confident that it is indeed quite safe and convenient to use such constraints to reduce the solution space and hence reduce the computation time.

RU9604471

The code ГЕФЕСТ as a center of information media in BelNPP

Ryabyshkin O.V, Seleznev E.F., Yablochov S.L.
(VNIIAES, Moscow, Russia)
Adress: 109507, Moscow, Ferganskaya 25, tel (095)-3770166

Комплекс ГЕФЕСТ как центр информационной среды БАЭС

Рябышкин О.В., Селезнев Е.Ф., Яблоков С.Л.
(ВНИИАЭС)

In Beloyarskaya NPP the united information media is formed. It consists of the code ГЕФЕСТ, the special software for control, registration and reports about nuclear materials during the using, storing and transportation of these materials. The united information media includes another codes for exploration service of BelNPP. The united co-operation of codes is provided by plant's network. In fact many objects of network use data from code ГЕФЕСТ. We consider that only united information media with central garanteed code as ГЕФЕСТ can provide integrated safety of NPP.

На БАЭС формируется единая информационная среда, включающая в себя комплекс ГЕФЕСТ, прикладную компьютерную систему упорядоченного ведения учета, контроля и отчетности по ядерным материалам (ЯМ) при использовании, хранении и транспортировке их в пределах АЭС - зоны баланса материала, а также другие программы, обслуживающие эксплуатацию БАЭС. Их взаимодействие осуществляется в рамках внутристанционной компьютерной сети, в которую включены компьютеры руководства АЭС, оперативного персонала, отдела ядерной безопасности и надёжности, вычислительного центра АЭС и других подразделений.

Для эксплуатационных нейтронно- физических расчётов реактора БН-600 используется комплекс ГЕФЕСТ, состоящий из набора различных стандартных модулей, обеспечивающих основные расчётные данные при эксплуатации реактора в процессе последовательности микрокампаний. Для этого в комплексе имеются модули покассетного нейтронно- физического расчёта, включая расчёт микро- и макроконстант, модуль теплогидравлического расчёта, модуль выгорания, сервисные модули для взаимодействия с файлами и архивами ТВС и СУЗ БАЭС. Так как архив и файлы комплекса ГЕФЕСТ имеют более детальную информацию по всем сборкам, то в комплекс включены модули выборки необходимых результатов для подготовки их в стандартах БАЭС. Также в рамках комплекса ГЕФЕСТ функционирует сервисная графическая система для просмотра и анализа картограмм основных расчётных функционалов.

Такие богатые возможности комплекса ГЕФЕСТ предопределяют его центральное место во всей информационной структуре БАЭС, ибо практически все службы в той или иной мере вынуждены опираться в своей работе на полученные в комплексе результаты. Для примера можно рассмотреть реализацию связи комплекса с системой учёта ядерных материалов (ЯМ) на БАЭС.

На основе комплекса ГЕФЕСТ расчетным путем на ЭВМ определяются такие параметры безопасности, как запасы реактивности в процессе эксплуатации реактора, а также для регистрации изменений инвентарного количества ЯМ - потери (выгорание) и ядерное производство (наработка). Эти параметры необходимы для целей гарантий МАГАТЭ. В связи с проблемами надежного хранения ЯМ, получившими широкую огласку в мировых средствах массовой информа-

ции, была поставлена задача создать компьютерную систему, функционирующую в формирующейся информационной среде БАЭС и связанную для вышеизложенных целей с комплексом ГЕФЕСТ, для упорядоченного ведения учета, контроля и отчетности по ЯМ при использовании, хранении и транспортировке его в пределах АЭС - зоны баланса материала. Такая система для формирования реляционной базы данных по ЯМ реализуется с использованием пакета СУБД FoxPro. Этот пакет оперирует с файлами последовательного доступа в известном структурном формате DBF.

Ядерным материалом на АЭС, подлежащим учету, является следующее:

- обедненный уран;
- обогащенный уран до 33% по изотопу 235;
- плутоний.

Все топливо находится в виде ТВС, твэл, фрагментов твэл.

Для целей учета и контроля ЯМ (топлива) установлены зона баланса материала (ЗБМ) и ключевые точки измерения (КТП).

ЗБМ - это зона, где могут быть определены: а) фактическое количество ЯМ при поступлении в ЗБМ или при отправке из нее: б) фактическое количество наличия ЯМ в ЗБМ. Основные изменения в количестве и качестве ЯМ происходят во время нахождения его в активной зоне реактора. И в КТП, установленной на выходе из реактора не имеется никакой другой достоверной информации о происшедших изменениях кроме полученной расчётно в комплексе ГЕФЕСТ. Однако существует проблема различных внутренних стандартов хранения информации: в комплексе ГЕФЕСТ информация хранится в виде файлов прямого доступа на ЭВМ типа ЕС, а в системе учёта ЯМ в виде файлов формата DBF на PC. Для организации взаимодействия был предложен формат буферного файла, который при передачи по внутристанционной компьютерной сети на линии ЕС - PC был бы читабелен повсюду. Такой буферный файл позволяет информацию о вновь заносимых на PC в архив ТВС сборках передавать на ЕС, где она используется в качестве исходной загрузочной картограммы на микрокампанию. Посредством этого же файла можно передать с ЕС информацию о результатах расчётов на PC. Так как этот файл должен быть последовательного доступа, то потребовалось разработать сервисные программы для конвертации информации на линии PC(DBF-файл) - Буфер - ЕС(файл прямого доступа).

В результате реализации изложенного проекта появится возможность учитывать максимально достоверно движение ЯМ по АЭС. Такой подход к другим системам обеспечения эксплуатации АЭС позволит повысить достоверность и других соответствующих характеристик и параметров.

Только единая информационная среда, опирающаяся на полноценный аттестованный штатный комплекс типа ГЕФЕСТ расчёта реактора и насыщенная разнообразными расчетными модулями, позволяет обеспечить комплексную безопасную эксплуатацию АЭС.

RU9604472

Calculation of the BN-600 reactor coolant loop switch-out regime by the CEFEST codes complex

Tuchkov A.M., Sheinkman A.G.
Beloyarskaya NPP, Zarechny, Russia

Расчет режима отключения петли реактора БН-600 в комплексе программ ГЕФЕСТ

Тучков А.М., Шейнкман А.Г.
Белоярская АЭС, Заречный, Россия

ANNOTATION

Analysis of the coolant loop switch-out regime is based on the reactor BN-600 non-stationary 3-D calculation making by quasistatic approximation while reactor working at full-power level. A few algorithmes of control rods put into core were explored. Power drop and power redistribution into core were determinated. Local disturbances analysis was made.

Поиск технических решений, обеспечивающих возможность реализации алгоритма отключения одной из петель теплоотвода реактора БН-600 без сброса в активную зону органа АЗП осуществляется практически с начала эксплуатации энергоблюка N3, когда было обнаружено и показано наличие перекосов энерговыделения в активной зоне при сбросе органа АЗП в режиме отключения любой петли теплоотвода от реактора /1/.

В данной работе проводилось расчетное обоснование применимости алгоритма отключения петли без сброса АЗП.

Необходимая эффективность и быстродействие ввода отрицательной реактивности обеспечивается вводом в активную зону обоих органов автоматического регулирования мощности РС1 и РС2 с существующей максимальной скоростью 70 мм/с.

Расчеты проводились в комплексе программ ГЕФЕСТ по алгоритму нестационарного расчета реактора БН-600 в квазистатическом приближении /2/. Для проведения сравнительного анализа выполнен расчет отключения петли по существующему алгоритму.

Расчеты поля энерговыделения при наличии органа АЗП в активной зоне показали, что в ТВС первого ряда вокруг органа АЗП снижение мощности составляет 10-11 % от среднего уровня мощности ТВС активной зоны. При этом возникает нессиметрия распределения нагрузок на работающих петлях, достигающая ~ 7 %.

По существующему алгоритму отключения петли одновременно со сбросом стержня АЗП происходит ввод в активную зону органа РС.

Расчеты показывают, что стержень АЗП вносит отрицательную реактивность 0.295 % $\Delta k/k$. Орган РС дополнительно вносит отрицательную реактивность 0.065 % $\Delta k/k$, что соответствует величине Доплер-эффекта, вызванного снижением температуры топлива, в среднем по активной зоне, на 250°С при сбросе стержня АЗП. Существующий алгоритм отключения петли приводит к кратковременному снижению мощности реактора ниже заданного уровня, что обусловлено избыточной отрицательной реактивностью вносимой стержнем АЗП и инерционностью отра-

ботки этого избытка системой регулирования. Расчеты показывают, что эта задержка составляет примерно 1 с.

Необходимость разработки более мягкого алгоритма отключения петли обосновывается наличием резкого изменения отношения уровня мощности (N) к фактическому расходу (G), т.е. изменения отношения N/G при существующем алгоритме и перекосом поля энерговыделения по активной зоне.

В расчетах рассмотрены варианты с вводом в активную зону одновременно двух органов РС по сигналам снижения частоты вращения одного из ГЦН-1 на 220 об/мин и на 160 об/мин от заданного значения. Результаты расчетов показывают, что алгоритм отключения петли с одновременным вводом в активную зону обоих органов РС обеспечивает своевременное и более плавное снижение уровня мощности без превышения значения N/G уровня, обеспечиваемого при существующем алгоритме отключения петли со сбросом АЗП, и одновременно обеспечивает более плавное прохождение изменения отношения N/G без резких переходов из области N/G > 1 в область N/G < 1.

На рис. 1 представлено изменение N/G по расчетным данным для существующего алгоритма отключения петли и для предлагаемого алгоритма отключения петли с одновременным вводом обоих органов РС по сигналу снижения частоты вращения одного из ГЦН-1 на 220 об/мин.

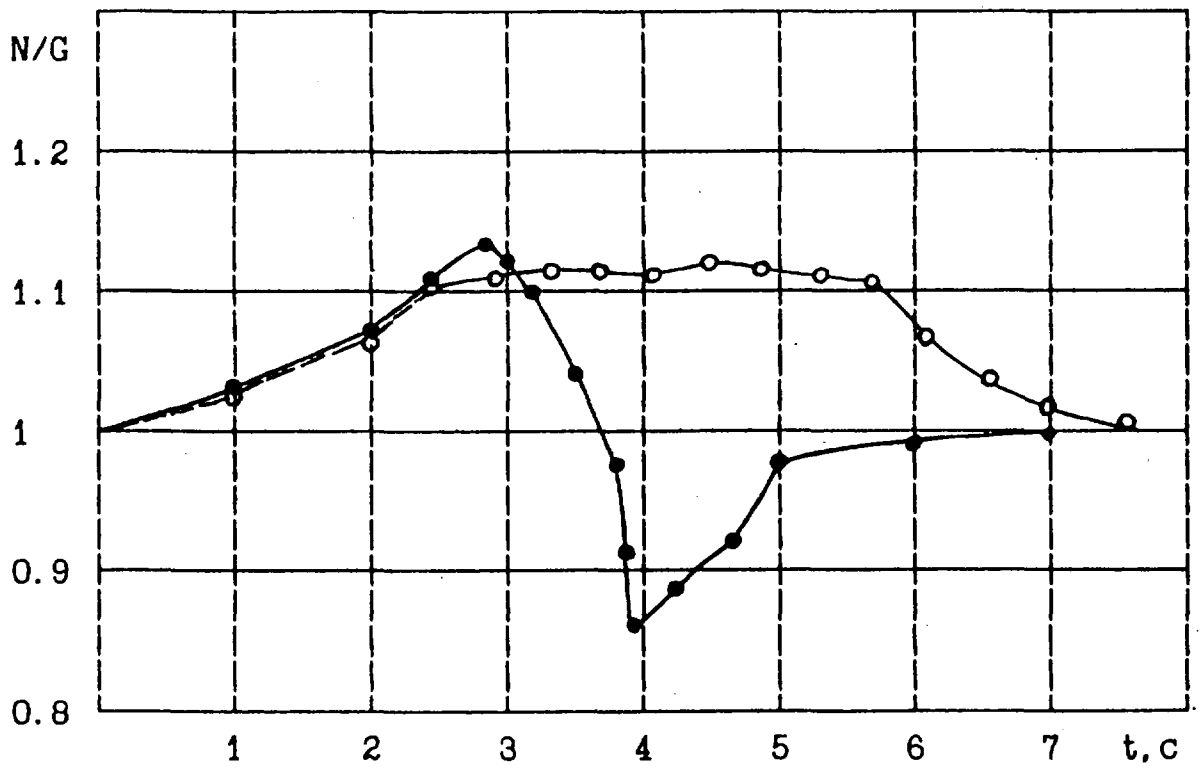


Рис. 1 Изменение N/G при существующем (•) и предлагаемом (o) алгоритмах отключения одной теплоотводящей петли реактора БН-600.

Время ввода реактивности соответствует интервалу времени от момента снижения расхода натрия первого контура до момента снижения расхода натрия первого контура до уровня, соответствующего 70% Nном, что составляет 4-4.5 с.

При переходе на алгоритм отключения петли без сброса АЗП исключается возникающий временно на 10-11% "завал" мощности ТВС в районе АЗП и соответствующий ему общий перекос поля энерговыделения по активной зоне. Величина "завала" мощности, по расчетам, в районе органов РС составит всего 3-4%, что не превышает величины, возникающей при штатной перекомпенсации органов СУЗ. При предлагаемом алгоритме исключается нессиметрия распределения нагрузок на работающих петлях.

Отклонения температурного режима ТВС во всех рассматриваемых моментах расчета режима отключения петли не превышают пределов безопасной эксплуатации.

Список литературы

1. Бельтюков А.И., Козырев В.Д., Лыжин А.А., Шейнкман А.Г. Исследование теплогидравлических процессов в реакторе и парогенераторах энергоблока БН-600 при отключении петли. Сборник. Безопасность и надежность эксплуатации атомных электростанций с быстрыми реакторами. АН СССР УНЦ г.Свердловск, 1986 г.

2. Селезнев Е.Ф., Альперович М.Н., Григорьева Н.М. и др. Опыт внедрения комплекса ГЕФЕСТ в штатную эксплуатацию на БАЭС. Сборник. Физика и теплофизика реактора БН-600. УрО РАН, г.Екатеринбург, 1994 г.

TRANSIENT STUDY OF TEHERAN RESEARCH REACTOR CORE IN FUEL CONVERSION

A.Pazirandeh ,A.Afshar Bakeshloo and G.Bartsch[1]
Physics Department, Teheran University,
P.O.Box 19395-1943, Teheran IRAN

1. INTRODUCTION

In fuel conversion of 5MW pool type Teheran Research Reactor (TRR) core from HEU to LEU fuel, safety aspects analysis of new core deemed necessary. The new MTR type fuel assembly is composed of 19 fuel plates with about 1450g 20 % enriched uranium oxide(U_3O_8) against HEU fuel assembly composed of 16 active plates and two dummy end plates in either sides of the assembly loaded with 207g 93% enriched uranium in form of U-Al alloy.
In this paper the outline of analysis of the HEU and LEU fueled core to the fast transients,as a result of reactivity insertion in step and ramp function, is discussed.

2. MATERIAL AND METHODS

To analyze the slow and fast transients of HEU and LEU fueled core, different reactivity insertion were considered and the trip point was set at 0.5s from the beginning of reactivity insertion. The reactivities were introduced in the core in form of step or ramp function. It should be pointed out that the power trip point at 6MW has been included in the code but in the figures 1 and 2 it is overrun.
The analysis was performed by applying two group point kinetic equations,with six group delayed neutrons,$\beta_{eff(HEU)}=0.0076$, and $\beta_{eff(LEU)}=0.00727$,implemented in the COSTANZA code[1]. The code was modified to take into account for the fuel and water temperature effect on core reactivity. The reactivity temperature coefficients, $\alpha_f(T)$, $\alpha_m(T)$, and $\alpha_v(T)$[2] which are temperature dependent were introduced in the code,see Table 1.The code requires two group nuclear constants. In order to investigate the effect of group constants on the core response to transients, three following sets of condensed two group constants are being envisaged to be used in the calculations (in the present results set 1 has been used):

(1) from the results of previous neutronic calculations for the HEU to LEU fuel conversion of TRR core using RSYST modular code system[3],
(2) an extracted data file, IRAN.LIB[4], from VITAMINE-4C, and
(3) the two group cross section output from TRR cell calculation using WIMS code[5].

For large reactivity insertion in step and ramp mode the following equations are being used[6],

Step Function:

$$P(t) = P_o\{\rho_o/(\rho_o-\beta)\cdot\exp[(\rho_o-\beta)t/\Lambda]-\beta/(\rho_o-\beta)\cdot\exp[-\lambda\rho_o t/(\rho_o-\beta)]\}$$

$$C(t)=C_o\{[\Lambda\lambda\rho_o/(\rho_o-\beta)^2]\cdot\exp[(\rho_o-\beta)t/\Lambda]+\cdot\exp[-\lambda\rho_o t/(\rho_o-\beta)]\}$$

RU9604473

Slow Ramp Function:

$$\rho(t) = mt$$

$$\Lambda.d^2P(t)/dt^2 + \{ \Lambda\lambda - [\rho(t)-\beta] \} dP/dt - [d\rho(t)/dt + \lambda\rho(t)].P = 0$$

$$P(t) = Go(2m/\Lambda)^{(\mu+1)/2} \exp[\lambda(\Lambda/2m)^{.5}y + \Lambda\lambda^2/(2m)] \int x^2 \exp(-x^2-xy)dx$$

$$Go = \frac{Ao.\exp[-\lambda(\Lambda/2m)^2 yo - \Lambda\lambda^2/2m]}{(2m/\Lambda)^{(\mu+1)/2} \int x^{\mu}.\exp(-x^2-xyo)dx}$$

$$x = (\Lambda/2m)^{.5}(s+\lambda)$$

$$y = (2m/\Lambda)^{.5}[(\beta-\Lambda\lambda)/m - t]$$

$$\mu = \lambda\beta/m$$

s = Laplace transform variable

Table 1 Slope of Reactivity Components of Different Contributors[2]

Effect pcm/oC	HEU					LEU				
	USA	FRG	JPN	SWZ	SPN	USA	FRG	JPN	SWZ	SPN
Wat.Tmp	11.88	10.70	11.00	11.60	8.14	8.07	7.75	8.73	8.2	6.27
Wat.Dens.	10.38	11.50	12.50	10.40	24.95	12.29	13.50	14.14	11.7	27.81
Fuel Tmp.	00.06	0.036	0.063	0.023	0.019	2.58	2.00	1.82	2.20	2.97

3. RESULTS AND CONCLUSIONS

The preliminary transient calculations showed that for the case of large reactivity insertion power rise and consequently the fuel temperature rise is very sensitive to small increase in reactivity insertion. However, in many cases, the rapid rise of power is abruptly stopped as a result of negative temperature coefficients of reactivity before the set point is reached and followed by power dropped by many orders of magnitude.
This preliminary calculations also indicated the effect of two group constant s on predicting the core response to the reactivity insertion. Figures 1 and 2 show the typical response of HEU and LEU core to the large reactivity insertion.

---

1. Institute for Energy Technology Technical University Berlin.
This project is supported by the Teheran University Research Council, (TURC) under contract No.515-1-267,1993.

REFERENCES

1. Forti G.,and Vincenti E.(1967) The codes COSTANZA for the dynamics of liquid-cooled nuclear reactors, EUR-3633e Joint Nuclear Research Centre, Ispra Establishment Italy.
5. Halsall M.(198) The use of WIMS-D/4 and LWRWIMS,READWT and FILSIX to

generate two group data for reactor calculations. AEEW-M 1785, Winfrith, UKAEA, Dorchester, Dorset, UK.

2. IAEA-TECDOC-643(1992) Research Reactor Core Conversion Guidebook Vol.3 Analytical Verification(Appendices G and H)
6. Garg Suresh, Ahmed Feroz and Kothari L.S(1986) Physics of Nuclear Reactors Tata McGraw-Hill Publishing Company Limited.
3. Pazirandeh A.,Bartsch G., and Lutz D.(1987) Neutronic analysis of HEU to LEU fuel conversion calculation for the AEOI 5MW research reactor(TRR) Technical University Berli, TUBIK-62, July 1987
4. Marashi M.K.,Malorino J.R.,Mendonca A.G.,and Santos A.(1991) IRAN.LIB : A P3 coupled neutron-gamma cross section library in ISOTXS format to be used by ANISN/PC, Ann.Nucl.Energy Vol.18,No.10,pp597-602,1991.

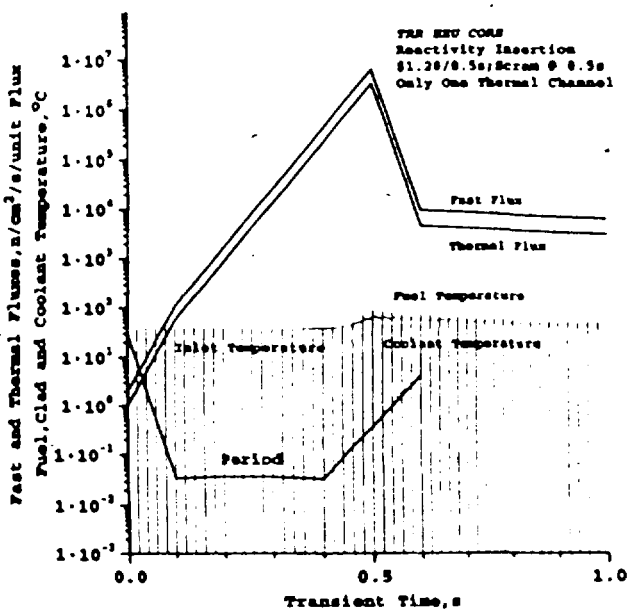


Fig.1 Two group flux, period and Fuel, Clad and Moderator Temperature in Transient of HEU Fueled Core in Step Reactivity Insertion.

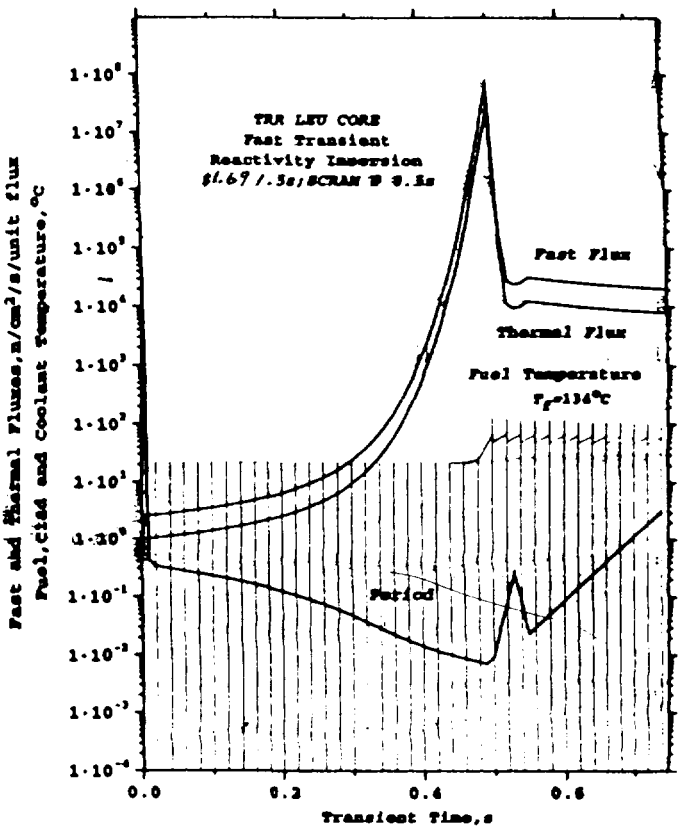


Fig.2 Two group flux, period and Fuel, Clad and Moderator Temperature in Transient of LEU Fueled Core in Ramp Reactivity Insertion.

RU9604474

"DRACON-M" MODERNIZED COMPUTER CODE FOR INVESTIGATION WITH ACCOUNT OF SAFETY FUNCTIONALS

A.M.Kuzmin, V.S.Okunev, D.V.Morin, A.E.Novikov
Moscow Engineering Physics Institute, Moscow, Russia

МОДЕРНИЗИРОВАННЫЙ ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС "DRACON-M" ДЛЯ РАСЧЕТНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ С УЧЕТОМ ФУНКЦИОНАЛОВ БЕЗОПАСНОСТИ

А.М.Кузьмин, В.С.Окунев, Д.В.Морин, А.Е.Новиков
Московский государственный инженерно-физический институт
(технический университет)

The mathematical models, structure and possibility of DRACON-M code are considered. The DRACON-M is used for search of LMFBR optimal layouts and safety validation. Problems of designing with this code using are discussed. The DRACON-M code is based on DRACON code for two-dimensional optimization of reactors in steady-state condition and FRISS-2D code for safety functionals calculation in ATWS.

The possibility of DRACON-M are illustrated on some examples. There are LOF WS, TOP WS and their superposition in "BN"-type LMFBRs with different types of fuel.

Рассматриваются математические модели, структурная схема и возможности системы программ "ДРАКОН-М" для поиска оптимальных компоновок быстрых реакторов и обоснования их безопасности. Обсуждаются особенности решения задач проектирования с использованием этой системы, созданной на базе комплекса программ "DRACON" для оптимизации двумерных реакторов в среднестационарном состоянии и программы "FRISS" для оценки функционалов безопасности (максимальных температур, мощности и др.) в неконтролируемых системой защиты аварийных ситуациях (ATWS). Методики, положенные в основу программы "FRISS" разработаны при

участии Н.И.Гераскина.

Решаются оптимизационные задачи вида:

$$\min\ (\max)\ F_0(\vec{u}), \quad \vec{u} = (u_1, u_2, \ldots, u_J)$$

$$u_j^{min} \le u_j \le u_j^{max}, \quad j=1,2,\ldots,J,$$

$$F_i(\vec{u}) \le F_i^{доп}, \quad i=1,2,\ldots,I,$$

где в качестве функционалов F_0 и F_i рассматриваются функционалы безопасности в номинальном режиме работы реактора, в аварийном переходном процессе и установившемся в результате срабатывания обратных реактивностных связей режиме, коэффициент неравномерности энерговыделения, максимальные линейные нагрузки на твэл, коэффициент воспроизводства и другие.

В качестве управляющих параметров обычно выбираются обогащение топлива, диаметр топливного брикета, относительный шаг решетки твэл, размеры зон реактора, массовый расход теплоносителя, объемные доли элементов активной зоны и другие.

Поиск оптимального варианта основан на хорошо зарекомендовавшем себя методе последовательной линеаризации. Используется двухуровневая схема оптимизации.

Возможности системы "ДРАКОН-М" иллюстрируются на примерах рассмотрения аварийных ситуаций "LOF WS", "TOP WS" и их наложения в реакторах типа БН с различными видами топлива.

Модернизированный программный комплекс "ДРАКОН-М" позволяет получать оптимальные варианты компоновок быстрых реакторов при условии их безопасной работы в аварийных ситуациях.

RU9604475

THE POST-OPTIMIZATION ANALYSIS FOR DETERMINISTIC VALIDATION OF REACTORS SAFETY

V.S.Okunev
Moscow Engineering Physics Institute, Moscow, Russia

ПОСТОПТИМИЗАЦИОННЫЙ АНАЛИЗ ДЛЯ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

В.С.Окунев
Московский государственный инженерно-физический институт (технический университет)

Постоптимизационный анализ предполагает исследование областей самозащищенности оптимальных компоновок реакторных установок к тяжелым авариям. С помощью программы "FRISS-2D" построены и исследованы области самозащищенности к авариям типа "ATWS" для традиционной компоновки реактора типа БН средней мощности со смешанным оксидным топливом.

Development of the complex optimization methodology of reactors from a viewpoint of production of useful energy, self-ensuring of fuel and the radical increase of safety, where the reliable predictions, natural, or deterministic, safety is most principal,will demand the development of methods and computer's codes and carrying out of research work.

Such researchs is actual on the stage of preliminary search during design new generation reactors. The modern stage of nuclear power development is characterized by intensive search of new decision of safety problems.

The main problems of reactor safe operations are considered. There are safety ensuring and prevention of events which lead to the serious accident with unacceptable radioactive release. The current standards and safety requirements are based on deterministic prevention of this events.

The demands of smooth and safety operation of the reactors are formulated as the limitations of the safety functionals. These functionals are maximum temperature of fuel, coolant and cladding, maximum reactor power, pressure and other parameters.

The research work includes the optimization calculations with limitations of the safety functionals in anticipated transients without scram (ATWS) and post-optimisation analysis

of obtained (optimum) versions. This analysis are supposed on obtaining and research the domains of self-defence to severe accidents for optimum reactor layout.

All reactor accident transients can be described by combination of the reactivity (ρ) induced accident, flow rate (G) changes and inlet temperature (T_{in}) changes. In this case the domains of self-defence may be consider as the domains of maximum acceptable variations of reactivity $\delta\rho$, flow rate δG, inlet temperature δT_{in} and rates of their variations. The border of this domains is defined by a maximum acceptable values of safety functionals. The obtaining and investigation the domains of self-defence is base of the post-optimization analysis for deterministic validation of reactor safety.

The domains of self-defence was obtain by "FRISS-2D" code. The "traditional" layout of LMFBR — "BN"-type reactor (2100 MW-thermal) with uranium-plutonium mixed oxide fuel and sodium coolant was considered.

The projections of domains of self-defence in ($\delta G, \delta\rho$), ($\delta T_{in}, \delta\rho$) and ($\delta T_{in}, \delta G$) coordinates was considered. The projection of domains of self-defence in ($\delta T_{in}, \delta G$) coordinates are present in Fig.1.

The borders of domains of self-defence are shifting in directions along the pointers "—LOF—>" or "—TOP—>" respectively in optimization process with limitations of the safety functionals in loss-of-flow without scram (LOF WS) or transient overpower without scram (TOP WS). In case of superposition of LOF WS and TOP WS the first mentioned are prevailing and the borders of domains of self-defence are shifting in direction along the pointers "—LOF—>" (Fig.1).

It is obtained, that increase of stability to LOF WS situation lead to decrease of stability to TOP WS events (reactivity insertion or overcooling accident without scram — OVC WS).

The important result was obtained by means of this domains of self-defence. In general, one main safety functional (the maximum temperature of coolant or maximum temperature of fuel) can be used for rapid estimations of the LMFBR's safety in any ATWS and any superposition of ATWS. The limitation of this functional is necessary take into consideration in optimization research. It is more important for decrease of dimension of optimization problems. A maximum acceptable value of fuel temperature is the border of domain of self-defence in OVC WS and TOP WS superposition. A maximum acceptable value of coolant

temperature is the border of domains of self-defence in LOF WS and TOP WS superposition. It was obtained by this domains of self-defence, that in some cases only one safety functional can't be used (Fig.1).It was demonstrated that in OUC WS and LOF WS superposition in dependence of flow rate value the maximum temperature of coolant or maximum temperature of fuel may be used as the main safety functional.

The reactivity induced accident, flow rate changes or inlet coolant temperature changes can be self-compensated in several events. For example, the flow rate increase may be compensated by inlet coolant temperature increase. The non-closed domain of self-defence (Fig.1) is consequence of self-compensated of several ATWS: OUC WS and LOHS WS (loss-of-heat-sink without scram) superposition, and (OUC WS + TOP WS) and LOHS WS superposition.

Such researchs are very importance on modern stage of nuclear power development. It is base of the post-optimization analysis for deterministic validation of reactor safety.

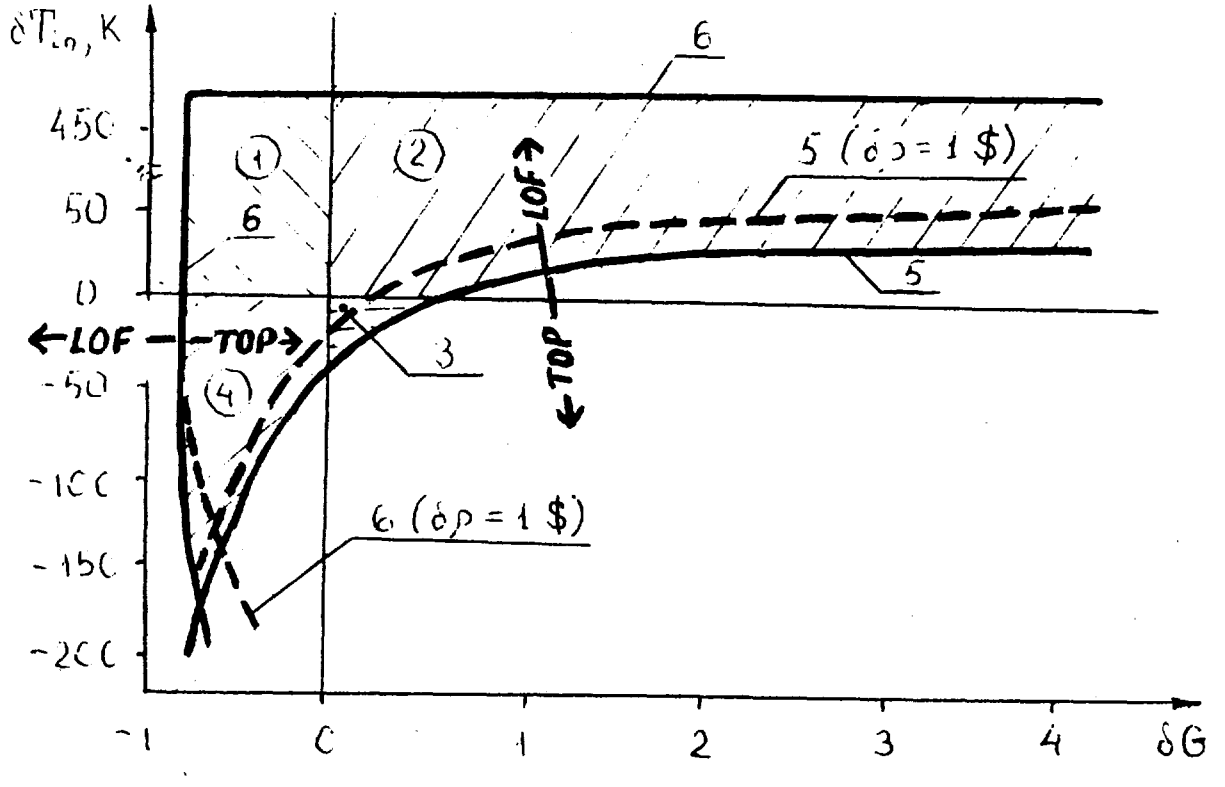


Figure 1. The projection of domain of self-defence to ATWS: 1 — LOF WS + LOHS WS (+TOP WS), 2 — OUC WS+LOHS WS (+TOP WS), 3 — OUC WS (+TOP WS), 4 — LOF WS + OUC WS (+TOP WS), 5,6 — maximum acceptable temperature of fuel and coolant respectively.

RU9604476

THE VOID REACTIVITY EFFECT MINIMIZATION WITH LIMITATIONS ON SAFETY FUNCTIONALS IN ATWS FOR LMFBR

A.M.Kuzmin, V.S.Okunev
Moscow Engineering Physics Institute, Moscow, Russia

МИНИМИЗАЦИЯ ПЭР ПРИ ОГРАНИЧЕНИЯХ НА ФУНКЦИОНАЛЫ БЕЗОПАСНОСТИ В АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЯХ ДЛЯ РЕАКТОРА ТИПА БН

А.М.Кузьмин, В.С.Окунев
Московский государственный инженерно-физический институт
(технический университет)

Обсуждаются результаты решения задач о минимуме пустотного эффекта реактивности (ПЭР) для реакторов типа БН средней мощности с нитридным топливом. Оценивается влияние на ПЭР дополнительных ограничений для коэффициента воспроизводства активной зоны (КВА) и функционалов безопасности (максимальные температуры в реакторе) при наложении аварийных процессов LOF WS и TOP WS". Дается качественный анализ результатов и показывается, что из перечисленных условий основную роль в повышении ПЭР играет ограничение на КВА.

New approach to reactor safety analysis is developed. This approach is based on solution of optimization problems with limitations on safety functionals (SF) — maximum temperature, power and other — in anticipated transients without scram.

The modern safety requirements are based on self-defence of reactors to severe accidents. The modern projects of liquid metal fast breeder reactors (LMFBR) answer this demands. One of the important problem is minimization the void reactivity effect (VRE) in LMFBR on condition that the limitation for some functionals (and for SF) are provided.

The problem of VRE minimization was considered. It is

assumed,that core and upper blanket are void (loss of coolant). Traditional "BN"-type reactor (2100 MW-thermal) with mixed nitrite fuel was investigated. It is known, this layout have a positive VRE and its value more than delayed neutron fraction. The influence of some auxialary limitations was researched. This limitations are the following: zero of burnup reactivity margin (simulate as limitation for core breeding ratio CBR: CBR $\approx$ 1), limitations for SF in more severe accident — superposition of LOF WS and TOP WS.

Thus, three different problems of VRE minimization are discussed:

— without limitations for CBR and SF;

— with limitation for CBR;

— with limitations for CBR and SF (the transient and post-accident steady-state condition are examined).

The results, obtained by "DRACON-M" code are presented in Table 1. It was obtained, that the auxialary limitations result in increasing the VRE value.

It was demonstrated, that VRE value may be decreased due to increase of neutron leakage. It is consequence of increasing of the R/H ratio (where R and H is radius and height of core). The limitation CBR $\approx$ 1 demands increasing of core radial size.

The auxialary limitations for SF in the transient demand to decrease the linear thermal load of fuel rod. It can be provide due to increase of core volume in comparison with previous variant (without limitations for SF). The diameter of fuel rods is decreased. The core volume increases due to increase the core axial size. We assume that the limitation for core volume demands to increase of nature convection. However, the core volume increase is preferably. In this case the power density and linear thermal load of fuel rod are decreased. Thus, safety operation of reactor in superposition of LOF WS and TOP WS is possible due to decrease of maximum linear thermal load of fuel rod and increase of nature convection.

In conclusion it should be said, that the high level of maximum linear thermal load of fuel rod is not compensated by the high level of nature convection.

Table 1. The results of URE minimization

Parameter	Value[a]			
	initial variant	without limitations for CBR and SF	with limitation for CBR	with limitations for CBR and SF
Control parameters:				
-fuel enrichment	0.130/0.140	0.174/0.226	0.140/0.135	0.133/0.140
-fuel rod diameter, mm	5.000	5.000	10.492	7.253
-relative pitch of fuel rods	1.160	1.214/1.244	1.218/1.150	1.206/1.209
-radial sizes, m	0.820/0.460	0.985/0.430	1.000/0.892	1.000/0.748
-height of core, m	0.950	0.484	0.524	0.664
-flow rate, $kg/m^2/s$	6900.	5332./5998.	3000./3919.	3267./4054.
Functionals:				
-URE, % $\Delta k/k$	1.2660	-0.3095	0.5371	0.8143
-max.temperature of fuel (normal operation), K	1434./1324.	1576./1800.	1797./1800.	1436.
-max.temper. of cladding (normal operation), K	925./885.	884./900.	896./900.	900./862.
-max.temper. of coolant (transient), K	1256./1248.	1107./1145.	1163./1199.	1074./1157.
-max.temper. of coolant (post-accident steady-state condition), K	1115./1109.	1036./1069.	1110./1142.	1032./1108.
-max.linear thermal load of fuel rod (normal operation), W/cm	332./290.	430./547.	910./909.	451./470.
-nature convection, %	5.4/5.0	7.8/7.4	21./14.	17./12.

a) Core of low enrichment/Core of high enrichment

Methods for Solving 3-D Neutron Diffusion Equation in SADCO Code for RBMK Calculations

Barinov S.V., Kuznetsov P.B., Rozhdestvenskiy M.I.
(RDIPE, Russia)

Методы решения трехмерного уравнения переноса нейтронов кода SADCO для расчета реакторов РБМК

Баринов С.В., Кузнецов П.Б., Рождественский М.И.
(НИКИЭТ, Россия)

RU9604477

The basic methods for solving the direct and adjoint 3-D few-group neutron diffusion equation for RBMK steady state, transient and accidental regimes are described. The results of testing and verification of these methods are presented.

Программный комплекс SADCO, используемый для нейтронно-теплогидравлических расчетов реакторов типа РБМК, имеет блочную структуру организации кода. Важнейшим блоком кода является блок расчета трехмерного нейтронного поля в реакторе и важнейших функционалов и распределений, определяемых на основе полей нейтронов.

Для расчета трехмерного поля плотности потока нейтронов используется традиционное двухгрупповое диффузионное приближение.

Код SADCO позволяет использовать различные опции решения как стационарного состояния, так и переходных нестационарных процессов в реакторе. В том и другом случае используется узловой метод решения и классическая процедура гомогенизации нейтронных характеристик в элементарных объемах активной зоны, на которые она разбивается при при задании узловой сетки.

Программа может использовать ряд нодальных методов решения уравнения диффузии с разными способами нодализации (узловые или полиномиальные) решения внутри элементарных объемов расчетной модели. Кроме того, возможно решение методом конечных разностей на прямоугольной сетке с произвольным числом узлов на один канал активной зоны и отражателя.

Динамическое распределение памяти в блоке нейтронного расчета дает возможность использовать произвольное количество узлов, ограниченное только вычислительными возможностями.

Точность расчета с использованием нодальных методов близка к точности конечно-разностной аппроксимации с увеличением числа узлов на элементарный объем в 8 - 18 раз.

Использование нодальных методов позволяет, таким образом, при достижении необходимой степени точности существенно (более чем в 10 раз) сократить время расчетов. Этот момент является принципиально важным при проведении многовариантных расчетов физических и динамических характеристик реакторов типа РБМК, а так же при моделировании переходных нестационарных режимов.

При использовании нодальной или конечно-разностной схемы получаются однотипные системы алгебраических уравнений, отличающиеся лишь значениями коэффициентов. В трехмерном случае, матрица коэффициентов этих уравнений имеет строго семидиагональный вид. Решение таких систем уравнений осуществляется в коде SADCO методом неполной факторизации. Основное преимущество этого метода состоит в том, что при расчете с постоянной правой частью (внутренние итерации) решение находится безытерационно и вся задача сводится лишь к итерациям источника (внешние итерации). Этот метод имеет существенные преимущества в быстродействии по сравнению с широко распространенным методом последовательной верхней релаксации.

Так как реактор РБМК является физически большим, то процесс итерации источника сходится очень медленно из-за близости главного и первого собственных значений оператора переноса. Для ускорения сходимости в программе используется метод полиномов Чебышева. Набор ускоряющих параметров определяется по схеме Лебедева-Финогенова.

Для решения сопряженого уравнения в коде SADCO используются те же методы, что и для прямого уравнения переноса нейтронов.

Решение нестационарного уравнения переноса нейтронов проводится с учетом шести групп запаздывающих нейтронов, локальных внешних источников (например, пусковых источников) и распределенных источников от различных ядерных реакций.

В основу пространственно-временной дискретизации нестационарного уравнеия диффузии нейтронов положена полностью неявная схема, обеспечивающая счетную устойчивость практически при любых шагах по времени и слабую зависимость решения от величины этих шагов. Система нестационарных уравнений переноса сводится на каждом временном шаге к стационарному уравнению с модифицированным независимым внешним источником, которое решается одним из нодальных или конечно-разностных методов с помощью процедуры, связывающей на каждой итерации источник деления и независимый внешний источник.

В коде SADCO предусмотрена возможность расчета с автоматическим выбором временного шага. Основным критерием выбора шага является непревышение относительного изменения нейтронной мощности за шаг некоторой наперед заданной величины.

Тестирование кода SADCO для решения нестационарных процессов проводилось на ряде известных benchmark задач: двумерный тест TWIGL и трехмерный тест LMW. Сравнение с лучшими зарубежными кодами PANTHER и QUABOX/CUBBOX показало для данных тестов хорошее совпадение как интегральных так и распределенных параметров. Для теста TWIGL отклонение от эталонного значения мощности не превышало 0.4%, а для теста LMW все тре программы дают результаты отличающиеся не более чем на 4-5%.

RU9604478

Thermal-hydraulics model in code SADCO for the steady state and transient calculations in RBMK reactors.

Panin V.M., Sakharova T.Yu. (RDIPE,Russia)

Теплогидравлическая модель кода SADCO для расчёта стационарных и переходных процессов в реакторах РБМК.

Панин В.М., Сахарова Т.Ю. (НИКИЭТ,Россия)

The simplyfied thermohydraulic model realised in full scale 3-D SADCO code is presented. Testing shows the effectivity and high capability of this model.

Расчетные и экспериментальные исследования физических характеристик , а также переходных и аварийных режимов реакторов РБМК показали необходимость использования полномасштабных трёхмерных математических моделей статики и динамики активных зон таких реакторов для обоснования их надёжности и безопасности. При этом одной из главных задач является создание модели, описывающей теплогидродинамические процессы в парогенерирующем канале и удовлетворяющей двум противоречивым требованиям:

- модель должна быть достаточно простой, чтобы ввод её в полномасштабный комплекс не привёл к значительному увеличению затрат машинного времени;
- модель должна с требуемой точностью описывать широкий класс нестационарных процессов в технологическом канале.

Модель гидродинамики.

Опыт моделирования гидродинамических процессов в парогенерирующем канале и расчётно-методические исследования показали, что описанным выше условиям удовлетворяет гомогенная модель одномерного течения двухфазного теплоносителя, в которой рассматривается неравновесность только скоростей фаз. При этом неравенство скоростей фаз учитывается введением в основную систему дифференциальных уравнений модели скорости скольжения фаз. Учёт поверхностного кипения недогретой жидкости обеспечивается в модели путём использования эмпирических корреляций по расчёту истинного объёмного паросодержания.

Модель теплопроводности в твэле.

При разработке математической модели, описывающей поведение температуры твэла, предполагалось, что температурное поле в топливной таблетке формируется только за счёт перетечек тепла в радиальном направлении, а теплофизические характеристики двуокиси урана зависят от

температуры. Энерговыделение по объёму таблетки принималось равномерным.

Теплопроводность через газовый зазор определяется с помощью эффективного коэффициента теплопередачи, для определения которого использовались корреляционные зависимости, полученные из расчётов по более подробным программным комплексам. Для получения требуемых корреляций были обработаны данные по температурному режиму твэла во всём возможном диапазоне изменения параметров в течении кампании.

Расчёт температурных полей в графитовой кладке.

Тепловыделение в графитовой кладке обусловлено двумя факторами: тепловыделением от поглощения гамма-излучения и выделением тепла при замедлении нейтронов. Математическая модель, описывающая распределение температурных полей в графите, существенным образом зависит от условий решаемой задачи. При этом важной особенностью является то, что характерное время изменения температуры графита в реакторах РБМК колеблется от 0.5 до 1 часа и зависит от состава газа, которым осуществляют продувку графитовой кладки. При исследовании сравнительно быстрых процессов с характерными временами порядка нескольких десятков секунд удовлетворительным является описание средней температуры графита по расчётной ячейке в виде уравнения теплового баланса, не учитывающего теплообмен графита с соседними ячейками, в предположении, что перенос тепла между ячейками много меньше перетока в теплоноситель.

RU9604479

The General Description of SADCO Code for Neutronic and Thermohydraulic Predictions of RBMK Reactors

Alimov J., Barinov S., Kuznetzov P., Logvenchev S., Rozhdestvenskiy M.
(RDIPE, Russia)

Общее описание кода SADCO для нейтронных и теплогидравлических расчетов канальных реакторов типа РБМК.

Алимов Ю.В., Баринов С.В., Кузнецов П.Б., Логвенчев С.И.,
Рождественский М.И., НИКИЭТ, Россия

The General Description of SADCO code for neutronic and thermohydraulic predictions of RBMK reactors is presented. Some results of predicted reactor parameters are given.

Программный комплекс SADCO (Safety Analysis and Design COde) предназначен для проведения взаимосогласованных нейтронно-теплогидравлических расчетов реакторов РБМК-1000 и РБМК-1500.

Расчет нейтронных полей в стационарном состоянии реактора осуществляется в традиционном двухгрупповом квазикритическом приближении. Трехмерная расчетная модель реактора состоит из элементарных ячеек с гомогенными нейтронными свойствами, которые определяются предварительно на стадии подготовки нейтронных макросечений.

Решение системы двухгрупповых диффузионных уравнений с заданными граничными условиями осуществляется с использованием современных нодальных методов. В программе может быть использован также метод конечных разностей на прямоугольной конечно-разностной сетке. При этом в каждом канале реактора допускается произвольное (для всех каналов одинаковое) число расчетных узлов в плане : 1x1, 2x2, 2x3 и т.д. В аксиальном направлении (это направление параллельно оси каналов) также может быть задано произвольное количество узлов. Общее количество узлов определяется необходимой точностью результатов и возможностями компьютера.

В подавляющем большинстве практических расчетов реактора РБМК по коду SADCO с использованием нодальных методов расчета нейтронного поля полное количество узлов составляет около 80 тысяч, а расчетное время одного состояния на компьютере IBM 486 DX2 составляет 50 - 60 минут.

Примение нодальных методов в нейтронных расчетах больших энергетических реакторов нашло применение в современных западных кодах, используемых для реакторов BWR и PWR. Применение нодальных методов для расчета реакторов РБМК позволяет существенно повысить точность расчетов по сравнению с методом конечных разностей при сохранении узлового разбиения.

Программный комплекс включает библиотеку нейтронных макросечений ячеек активной зоны. Расчет макросечений для топливных и неразмножающих каналов реактора проводился по программам WIMS-D4 и MCU.

В программном комплексе SADCO теплогидравлический расчет используется для формирования обратных связей, оказывающих влияние на реактивность и на объемное распределение нейтронного поля. Для расчета распределения плотности кипящего теплоносителя в каждом топливном канале используется программа GIDRA.

Для расчета средней температуры твэла была разработана упрощенная инженерная модель. Эмпирические корреляции, используемые в данной модели, позволяют получать приемлимое согласие с более точными расчетными результатами и согласуются с имеющимися экспериментальными данными.

Расчет температурных полей в графитовой кладке в программном комплексе SADCO также осуществляется с помощью эмпирической методики, описывающей не только переток тепла от графита в теплоноситель, но и теплообмен между рассматриваемой и соседними ячейками, причем как боковыми, так и диагональными.

Формирование взаимосогласованного расчета в стационарном состоянии реактора на рабочих энергетических уровнях мощности проводится путем взаимосогласованных итераций, в которых увязываются тепловые поля и гидравлические характеристики активной зоны с объемным нейтронным полем.

В качестве примеров расчета физических характеристик реакторов РБМК-1000 приведены несколько расчетов критических состояний реакторов некоторых энергоблоков Курской и Смоленской АЭС в стационарномм состоянии.

Значения коэффициента размножения нейтронов ($K_{эф}$) приведены в табл.1.

Таблица 1.

Энергоблок (дата)			
САЭС-3 (25.05.93)	САЭС-3 (28.09.93)	КуАЭС-1 (26.03.93)	КуАЭС-3 (23.07.93)
0,9980	0,9962	1,0021	1,0010

В таблице 2 приведены результаты обсчета "холодных" критических экспериментов, выполненных на реакторах 1-3 блоков Смоленской АЭС. Для каждого эксперимента приведено три значения $К_{эф}$. Первое - подкритическое состояние, все стержни, кроме стержней БАЗ, погружены, второе - критическое состояние, третье - критическое состояние с обезвоженным контуром СУЗ.

Таблица 2.

Энергоблок (дата)		
САЭС-1 (08.06.94)	САЭС-2 (29.03.94)	САЭС-3 (02.07.93)
0,9684	0,9657	0,9749
0,9994	0,9997	0,9992
1,0014	1,0010	1,0039

В табл.3 приведены значения коэффициентов реактивности (α_φ - паровой и α_w - мощностной), рассчитанные по программе SADCO и определенные экс-периментально на 1-ом и 2-ом блоках САЭС. Единицы измерения : $[\alpha_\varphi]$- $\beta_{эф}$; $[\alpha_w]$ - 10^{-4} $\beta_{эф}$/МВт.

Таблица 3.

Параметр	Блок 1		Блок 2	
	Расчет	Эксперим.	Расчет	Эксперим.
α_φ	0,87	0,60± 0,20	0,60	0,87± 0,14
α_w	2,5	3,2	2,3	2,4

Эффекты реактивности и эффективность органов СУЗ определяются прямыми вариантными расчетами. Коэффициенты реактивности определяются путем расчета изменения реактивности, отнесенного к соответствующему изменению обратной связи.

Приведенные результаты тестирования расчетов на основании экспериментальных результатов показывают приемлемую точность расчета физических характеристик реактора РБМК с помощью программы SADCO.

БЕЗОПАСНОСТЬ ДЕЙСТВУЮЩИХ ЯЭУ

SAFETY PROBLEMS OF OPERATING NPPs

Секционное заседание 6
6 сентября, 11.45 — 13.30

Session 6
September 6, 11.45 — 13.30

RU9604480

ВЛИЯНИЕ МОДЕЛИРОВАНИЯ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ НА РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА ЭФФЕКТОВ РЕАКТИВНОСТИ В РЕАКТОРЕ ВВЭР.

И.П.Балакин, В.Ф.Украинцев
Обнинский институт атомной энергетики

Для расчета аварийных ситуаций необходимо моделирование протекания динамических процессов.

При этом важнейшей функцией является нейтронный поток, изменение которого зависит от изменения реактивности, или, другими словами, от размножающих свойств среды. Но нейтронно-физические характеристики среды (константы) сами, в свою очередь, зависят от ее теплофизических свойств.

В этой ситуации особое значение приобретает комплексность моделирования, то есть учет влияния на реактивность пространственного распределения температур и плотностей топлива и теплоносителя, геометрии.

В представляемой авторами программе реализован именно такой комплексный нейтронно-физический и теплогидравлический трехмерный квазистационарный расчет переходных процессов в зонах водо-водяных реакторов с реальным учетом распределений температур, плотностей и нейтронного потока (мощности).

Эффекты реактивности, получаемые при комплексном моделировании невелики и часто находятся на пределе точности стационарного расчета.

Например, реальное распределение температур топлива при работе реактора типа ВВЭР-440 на мощности по сравнению с плоским распределением дает расхождение в расчете порядка $\delta K_{эфф}=0.001$. Заметим, что стандартно применяющееся распределение энерговыделения по косинусу также приводит к неверным результатам. Для иллюстрации на рис.1. приведено распределение нейтронного потока, полученное после первой итерации учета температуры топлива. Здесь наиболее сильно видно изменение распределения потока (которое при дальнейших итерациях будет приближаться к косинусоидальному с подавленным максимумом).

На рис.2. приведены результаты расчета распределения температуры топлива по радиусу зоны при уменьшении на 50% расхода в группе периферийных ТВС. Подобные расчеты сделаны для процесса ввода стержней СУЗ и др.

Таким образом, представленная программа уже может расчитывать изменение реактивности при изменении температуры, плотности и т.д.

Конечно, при стационарном расчете малые ($\sim 10^{-5}\delta K_{эфф}$) величины реактивности не имеют большого значения, тогда как реальном динамическом процессе $\delta\rho \sim 0.01\$$ обуславливает достаточно заметную разницу в протекании переходного процесса.

В настоящее время программа дорабатывается в направлении использования нестационарной нейтронно-физической и нестационарной теплогидравлической (без кипения) моделей.

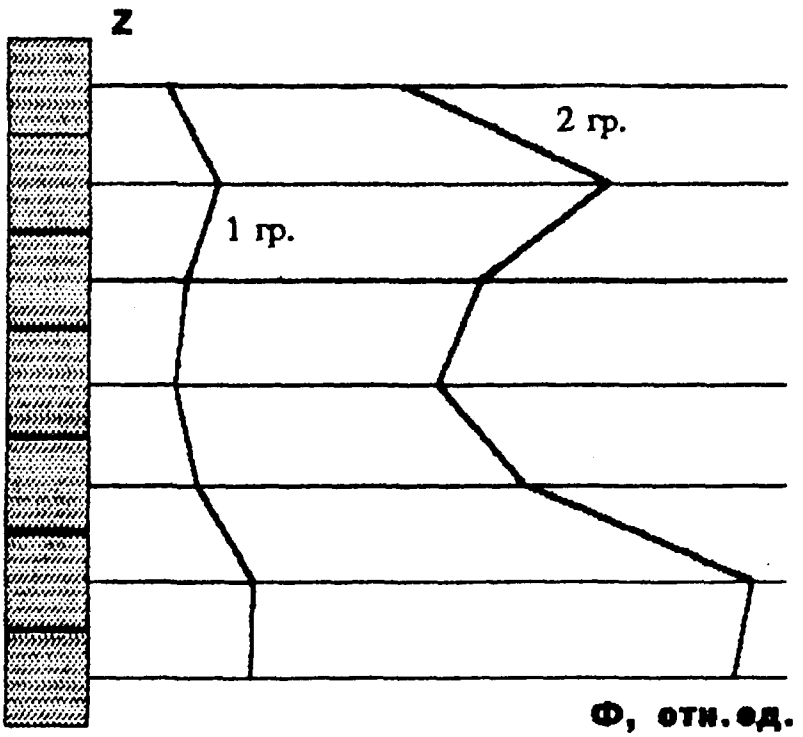


Рис.1. Распределение нейтронного потока в двух группах по высоте активной зоны.

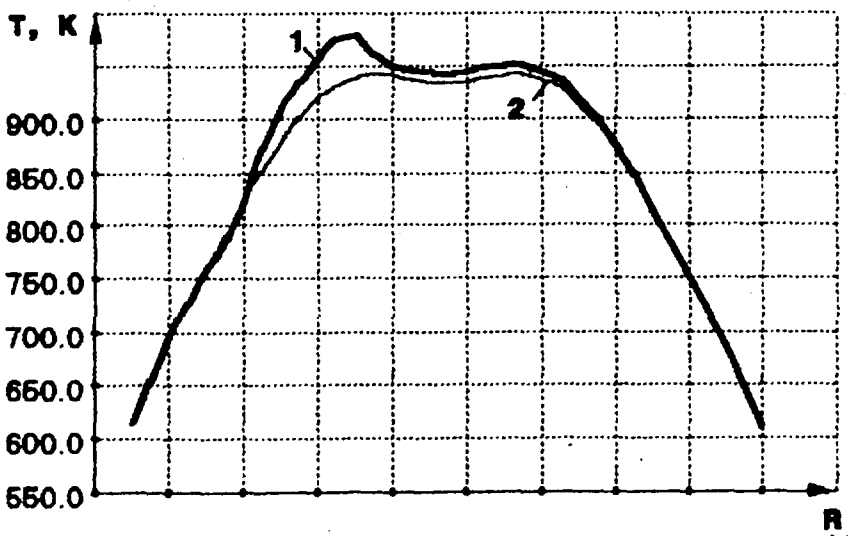


Рис.2. Распределение температуры топлива по радиусу АЗ в невозмущенном состоянии (1) и при уменьшении расхода группе ТВС (2).

A.S.Dukhovensky, O.G.Gerasimchuk, A.A.Proshkin, A.A.Shestopalov.

VVER-type reactor core modernization to increase the reactor safety.

А.С.Духовенский, О.Г.Герасимчук, А.А.Прошкин, А.А.Шестопалов.

Модернизация активной зоны ВВЭР с целью повышения безопасности.

RU9604481

On the basis of the fuel rods analysis and experimental data authors formulate some recommendations with the purpose to increase the safety of the VVER reactor-type and fuel rods reliability. One of the most effective method to increase the NPP's performance in the terms of reactor safety and to expand the maneuver range, in framework of available designs of the VVER reactor core is the decrease of the maximum thermal load value of the fuel elements. It can be carried out by various ways of the reactor core improvement, in particular that would be achieved by the increase of number of fuel elements in fuel assembly by the reduction of fuel rods' diameter. In particular for VVER-1000 reactor-type the reduction of the fuel rods diameter from 9,1 to 6-7 mm leads to decrease of the fuel rods power rate in 1,5-2 times, at the same time keeping the existing power of fuel assemblies and equipment of the I and II circuits.

Проблема повышения уровня безопасности АЭС с ВВЭР весьма разносторонняя и комплексная. Вместе с тем, в настоящее время она решается (для действующих энергоблоков), в основном, путем увеличения и повышения надежности защитных систем, обеспечивающих безопасность энергоблоков, оптимизацией режимов эксплуатации, совершенствованием отдельных узлов и регламента эксплуатации и т.д. При этом не затрагиваются вопросы по существенному улучшению охлаждения в аварийных режимах оболочек твэлов-первого барьера на пути распространения радиоактивных веществ - за счет соответствующих изменений в их конструкции. Такая тенденция обусловлена, в определенной степени, многолетним успешным опытом эксплуатации топлива. В то же время поиск и выбор оптимальных конструкций твэлов может существенным образом повысить уровень безопасности, надежности, экономичности АЭС.

Достигаемые при авариях с потерей теплоносителя температуры при использовании штатных ТВС, в значительной мере зависят от исходных тепловых

линейных нагрузок на твэл. Так, при большой течи 1-го контура реактора ВВЭР-1000, твэлы с максимальной тепловой нагрузкой 448 Вт/см. к пятой секунде имеют расчетную температуру оболочки около 1100 °С, а в этих же условиях оболочки твэлов со средней нагрузкой 166 вт/см разогреваются до 550-600 °С. Имеющиеся экспериментальные и расчетные исследования показывают, что с точки зрения предотвращения возможности разгерметизации твэлов применительно к авариям с потерей теплоносителя, предельные температуры оболочек не должны превышать уровень 700 - 750 °С. Таким образом, если бы удалось в активной зоне снизить максимальные нагрузки до уровня средних, то возможный разогрев оболочек не превысил бы вышеупомянутого предельного уровня температур. Это принципиально решает проблему возможной разгерметизации твэлов на начальном этапе аварии с потерей теплоносителя. Дальнейшее снижение исходных тепловых нагрузок на твэлы позволило бы пересмотреть и необходимость, предусмотренных проектом активных систем аварийного охлаждения или их значительного упрощения. Другим принципиальным моментом снижения тепловых нагрузок на твэлы является возможность расширения диапазона маневрирования мощностью, а также повышение работоспособности твэлов в нормальных условиях эксплуатации. Часть этого эффекта может быть использована для совершенствования защиты корпуса реактора и продления службы АЭС.

Понижение удельных тепловых нагрузок на твэлы может достигаться двумя путями - или снижением тепловой мощности реактора (что,естественно, экономически невыгодно) или увеличением общей длины твэлов в имеющемся обьеме активной зоны. Исходя из необходимости сохранения выбранного по физике выгорания топлива водо - уранового отношения решетки, можно заключить,что для размещения в заданном обьеме большей суммарной длины твэлов следует уменьшить их диаметр.

Были рассмотрены различные варианты конструкции твэл и ТВС применительно к реакторам ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, позволяющих значительно понизить тепловые нагрузки на твэлы путем использования уменьшенных диаметров твэлов. При этом в рамках традиционной конструкции твэл при переходе к меньшим диаметрам твэл сохраняется геометрическое подобие, т.е. отношение толщины оболочки к диаметру, зазора топливо-оболочка к внутреннему диаметру оболочки и отношение внутреннего диаметра топлива к наружному остаются такими же, как и в существующих конструкциях твэлов реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. Как показали предварительные расчеты при переходе к диаметрам твэл 6,0-7,0 мм. путем вариации шага решетки возможно сохранить практически те же характеристики (отклонения не более 10%) по загрузке топлива в реактор и водо-урановое отношение, что позволит обеспечить нейтронно-физические характеристики принятые для действующих реакторов. При этом

относительное увеличение гидравлического сопротивления на участке активной зоны не превысит 15%, что составит менее 0,3 атм. Переход к таким диаметрам твэл дает возможность уменьшить тепловые нагрузки на твэл в 1,5 - 2 раза.

Как было отмечено выше, это улучшает процесс протекания аварии с потерей теплоносителя, снижая температуры оболочек до уровня пороговых значений и тем самым принципиально увеличивает безопасность АЭС.

Проведенные расчетные исследования показали, что снижение тепловых нагрузок в реакторе ВВЭР-1000 в 1,5-2 раза приводит к увеличению работоспособности твэлов в нормальных условиях эксплуатации, а диапазон надежной работы в маневренных режимах существенно возрастает и появляются все основания для достижения выгорания топлива 55-60 Мвт сут/кг. Одним из принципиальных моментов предлагаемого решения является то, что снижение тепловых нагрузок на твэл, осуществляемое путем перехода с диаметра твэлов 9,1 мм к 6-7 мм, можно произвести при сохранении размеров и мощности существующих ТВС, конструкции активной зоны и оборудования I и II контуров реактора.

RU9604482

ANALYSIS OF NEUTRONIC CHARACTERISTICS OF RBMK CORE WITH URANIUM-ERBIUM FUEL

A.M.Fedosov, A.V.Krayushkin, V.G.Novikov, Yu.A.Tishkin (RRC "Kurchatov Institute"), A.I.Kupalov-Yaropolk (RDIPE)

ИССЛЕДОВАНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК АКТИВНЫХ ЗОН РЕАКТОРА РБМК С УРАН-ЭРБИЕВЫМ ТОПЛИВОМ

А.М.Федосов, А.В.Крайшкин, В.Г.Новиков, Ю.А.Тишкин (РНЦ "Курчатовский институт"), А.И.Купалов-Ярополк (НИКИЭТ)

Приведены расчетные характеристики реакторов РБМК с уран-эрбиевым топливом. Показаны возможности уменьшения парового коэффициента реактивности и увеличения глубины выгорания топлива.

After Chernobyl accident some measures have been done to enhance safety of RBMK reactors. Installation of 80 additional absorbers (AA) in RBMK-1000 core (52-54 in RBMK-1500) and control rods (CR) reactivity margin increase from 30 to 45 (to 55 in RBMK-1500) provided drop of void reactivity coefficient α_φ from 4-5β to ~1β. So prompt excursion of neutron power during LOCA accidents was practically excluded. Use of AA cause ~25% decrease of fuel burnup.

Analysis of different variants to increase burnup and to hold α_φ on achieved level showed attraction of burnable absorbers /1/. Among known absorbers (boron, gadolinium, hafnium, disprosium, erbium) best features to solve RBMK problems has erbium. There is the resonance at 0.47 ev in absorption cross section of ^{167}Er (see fig.1). Taking into account difference between moderator (graphite) and coolant temperatures (~200°C), channel dewatering causes shift of neutron spectrum to the resonance and decrease multiplication factor. This is the reason of α_φ drop.

The results of uniform lattice calculation with WIMS-D4 code is presented in the fig.2. In this calculation we suppose that Er_2O_3 was added to UO_2 uniformly. Analysis of different ways to locate Er in fuel assembly (separately from fuel, in 3 or 6 pins etc.) showed preference of uniform mixture Er_2O_3 and UO_2.

Calculations of 3-D polycell (12x12 channels) and full scale

reactor were performed with STEPAN code. As follows from the calculational results application of U-Er fuel allows to replace all AA to fuel assemblies. Main characteristics of RBMK-1000 and RBMK-1500 are presented in the table.

RBMK characteristics for standard and U-Er fuel

Parameter	RBMK-1000		RBMK-1500	
Fuel enrichment,%	2.4	2.6	2.0	2.4
Erbium content,%	0	0.41	0	0.41
Number of AA	80	0	54	0
Fuel burnup,MWt.d/kg	21	25	14.5	19.5
Void coefficient,b	0.7	0.25	0.8	0.2

Power distribution nonuniformity for U-Er fuel is less compare to standard fuel. Nonuniformity coefficient can be reduced approximately by 5%.

Reduction of α_φ and power distribution nonuniformity can be used to increase of burnup. For instance, 0.3% Er in RBMK-1500 fuel permits to obtain burnup 9% more compare to initial variant. CR margin reduction from 55 to 45 increase burnup by 5%. In all cases α_φ will be less than the current value.

For RBMK-1000 was considered variant of 2.8% enrichment with 0.5% Er. Fuel burnup for this case will be 28.5 MWt.d/kg and $\alpha_\varphi<0$.

Period of change of standard fuel to U-Er fuel was considered with version of STEPAN modelling fuel reloading. Average in-core burnup and burnup of discharged fuel is presented in the fig.3. From the fig.3 we can see that equilibrium value of average burnup can be achieved earlier. During the first stage of the reloading may be reduction of burnup.

Now the decision to load 150 experimental U-Er assemblies to RBMK-1500 and 200 assemblies to RBMK-1000 is accepted to examine possibility of U-Er fuel application in RBMK reactors.

Reference

1. Fedosov A.M. The Influence of Burnable Poisons on the Void reactivity in RBMK.- Atomnaya Energia, 1993,v.75,iss.1,pp.67-69.

Fig.1 Er−167 absorption cross section.

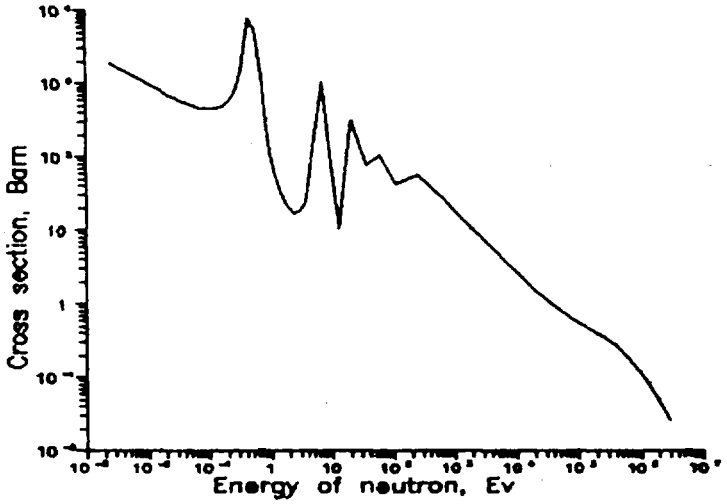


Fig.2 Void effect of reactivity vs burnup

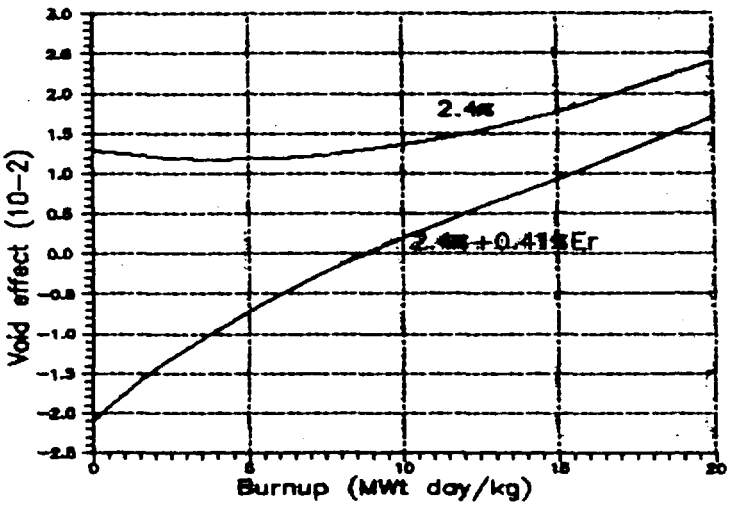
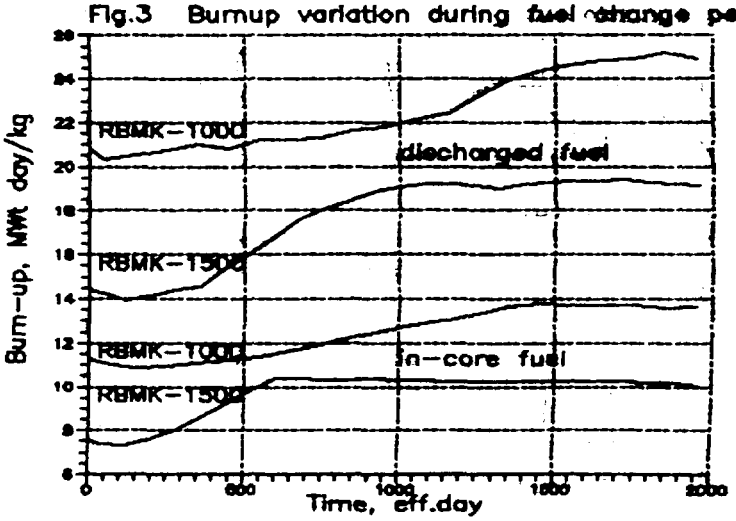


Fig.3 Burnup variation during fuel change period



RU9604483

Calculational investigations of RBMK core features with boron solution in coolant.

Babaytsev M.N.; Balygin A.A.; Krayushkin A.V.; Fedosov A.M.
(RRC "Kurchatov Institute")

Расчетные исследования нейтронно-физических характеристик РБМК с борированием КМПЦ и КОСУЗ.

Бабайцев М. Н.; Балыгин А. А.; Краюшкин А. В.; Федосов А. М.
(РНЦ "Курчатовский институт")

Abstract.
The purpose of this project is investigations of physical ground for additional RBMK shutdown system on the base of boron poisoning The stady-state 3-dimensional calculations were performed by code STEPAN to define neutron characteristics of RBMK core with boron in main circulation loop and in control protection system loop. The dependencies of cross-section on boron concentration are added to the library of code STEPAN. Lattice code WIMS-D4 is used for macro cross-section library preparation.

Цель работы состоит в исследовании физических свойств активной зоны РБМК с использованием борирования воды в контуре многократной принудительной циркуляции (КМПЦ) и контуре СУЗ (КОСУЗ) в качестве 2-й системы останова реактора. По 3-х мерной стационарной версии программы STEPAN/1/ были проведены расчеты нейтронно-физических характеристик активной зоны 3-го блока Смоленской АЭС по состоянию на 28.12.93. Двух групповая библиотека STEPANa, сгенерированная на основе расчетов по программе WIMS, производит подготовку макросечений ячеек как функцию от выгорания топлива, плотности теплоносителя, температур топлива и графита и концентрации Xe. Для учета борирования воды в КМПЦ и КОСУЗ в библиотеку STEPANa в качестве дополнительного параметра была введена концентрация бора в теплоносителе, измеряемая в единицах ppm. Скорректированная библиотека позволяет учитывать концентрацию бора в пределах до 2500 ppm теплоносителе КМПЦ и в пределах до 60000 ppm в КОСУЗ.

Для проверки правильности процедуры расчетов реактора были проведены предварительные расчеты критсборки РБМК и сравнение результатов с экспериментальными данными. Эксперименты проводились на критстенде РБМК в РНЦ КИ. В незагруженный канал или канал, содержащий ТВС, поглотитель, вытеснитель добавлялся раствор борной кислоты. Измерялась реактивность критсборки в зависимости от концентрации раствора. Расчеты были проведены с использованием двумерной версии конечно разностной программы STEPAN. 2-х групповые сечения для критсборки были подготовлены по программе WIMS. Результаты расчетов и сравнение их с экспериментом представлены в таблице 1. В таблице 1 приводятся результаты изменения реактивности критстенда при заливе раствора борной кислоты различной концентрации в ячейки различных типов. Из таблицы 1 видно, что согласие между расчетными и экспериментальными данными удовлетворительно для топливных ячеек (максимальная погрешность менее 9%). Для ячеек с элементами СУЗ диффузионный расчет систематически занижает "вес" поглотителя. Это является проявлением обычного недостатка конечно разностных крупносеточных программ. Из приведенных данных видно, что относительная погрешность слабо зависит от концентрации борного раствора. Влияние ее тем больше, чем более сильный поглотитель рассматривается. Для поглотителя СУЗ большая величина относительной погрешности не имеет значения, поскольку сама величина эффекта

мала. Из сравнения расчета и эксперимента можно сделать вывод, что данную методику можно использовать для оценки дополнительной системы останова РБМК. При этом эффективность будет несколько занижаться, особенно при борировании КОСУЗ. В таблице 2 сравниваются экспериментальные и расчетные результаты изменения реактивности при замене поглотителя СУЗ на топливную сборку, вытеснитель или поглотитель. Результаты представлены для 4-х концентраций бора в канале. С использованием скорректированной библиотеки по программе STEPAN были проведены расчеты реактора с борированием КМПЦ и КОСУЗ для следующих состояний активной зоны:

1 - реактор на полной мощности с равновесной концентрацией Xe;

2 - реактор на минимальном контролируемом уровне(МКУ) ($T_{мат}$=557°K, γ=0.8 г/см^3) с равновесной концентрацией Xe;

3 - реактор на МКУ с нулевой концентрацией Xe;

4 - реактор в расхоложенном разотравленном состоянии ($T_{мат}$=293°, γ=1.0 г/см^3).

Величины подкритичности для этих состояний с различными концентрациями бора в КМПЦ и КОСУЗ представлены в таблицах 3 и 4 соответственно. Из этих таблиц видно, что для обеспечения подкритичности не менее 2% в любом состоянии активной зоны достаточна концентрация бора 500 ppm в КМПЦ и около 12000 ppm в КОСУЗ.

Таблица 1.

Изменение реактивности критстенда в зависимости от концентрации бора в канале.

Загрузка канала		Концентрация бора, PPM			
		1040	2040	3690	6140
Топливный канал	Р	0.367	0.572	0.768	-
	Э	0.364	0.601	0.842	-
	ошибка%	0.5	-4.8	-8.8	-
Вытеснитель СУЗ	Р	-	0.142	0.209	0.273
	Э	-	0.163	0.245	0.210
	ошибка%	-	-12.9	-14.7	-11.9
Столб воды	Р	-	0.188	0.225	0.251
	Э	-	0.249	0.288	0.318
	ошибка	-	-24.5	-21.9	-21.1
Поглотитель СУЗ	Р	-	0.007	0.012	0.018
	Э	-	0.022	0.038	0.035
	ошибка%	-	-68	-68	-49

Р- результаты расчета, Э- результаты эксперимента.

Таблица 2.

Изменение реактивности критстенда, вызванное заменой поглотителя СУЗ на топливную сборку, вытеснитель или столб воды

Концентрация бора ppm	Р-Э / Э	Изменение реактивности при замене погл. СУЗ		
		Топл. канал	Вытеснитель	Столб воды
0.0	Р	1.214	0.505	0.264
	Э	1.41 0.01	0.631 0.012	0.345 0.013
	ошибка%	-14	-20	-23
2040	Р	0.648	0.364	0.083
	Э	0.853 0.011	0.490 0.013	0.120 0.014
	ошибка%	-24	-26	-31
3690	Р	0.455	0.298	0.051
	Э	0.592 0.012	0.395 0.013	0.070 0.014
	ошибка%	-13	-25	-27
6140	Р	-	0.238	0.030
	Э	-	0.333 0.014	0.070 0.014
	ошибка%	-	-29	-57

Р- результаты расчета, Э- результаты эксперимента.

Таблица 3.

Подкритика при борировании КМПЦ и КОСУЗ, %

Состояние активной зоны	Концентрации бора в КМПЦ PPM				Концентрация бора в КОСУЗ PPM			
	0	500	1000	2000	0	10000	15000	20000
1	0.0	-2.84	-4.88	-8.30	0.0	-4.13	-5.07	-5.69
2	-0.27	-5.03	-9.32	-17.10	-0.27	-4.22	-5.17	-5.80
3	2.46	-2.47	-6.77	-14.20	2.46	-1.66	-2.65	-3.30
4	1.77	-3.92	-8.83	-17.10	1.77	-1.98	-2.88	-3.49

Список литературы

1. M.N. Babaytsev, A.M. Fedosov, A.V. Glembotsky, A.V. Krayushkin, A.V. Kubarev, V.S. Romanenko. "The STEPAN code for RBMK reaktor calculation". Препринт РНЦ КИ IAE-5660/5. Москва-1993.

RU9604484

A COMPARISON OF REACTIVITY COEFFICIENTS FOR WATER-COOLED REACTORS WITH COATED PARTICLES FUEL.

N.I.Beiousov, V.I.Naumov, A.V.Prianichnikov, V.I.Savander.
Moscow Engineering Physics Institute.

СРАВНЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТОВ РЕАКТИВНОСТИ ВОДО-ВОДЯНЫХ РЕАКТОРОВ С МИКРОТВЭЛЬНЫМ ТОПЛИВОМ.

Н.И.Белоусов, В.И.Наумов, А.В.Пряничников, В.И.Савандер.
МИФИ.

A comparison of some reactivity coefficients for water-cooled reactors with coated particle fuel and for VVER's types reactors, is presented. The calculations were performd by using GETERA cod.

Одно из направлений поисков путей повышения безопасности корпусных ядерных реакторов с легководным теплоносителем связано с внедрением топлива на основе микротвэлов. Существует несколько концепций таких реакторов . В данной работе анализируются две из них: концепция, базирующаяся на свободной засыпке микротвэлов в модифицированные кассеты реактора ВВЭР-1000 с поперечным обтеканием микротвэлов теплоносителем (МТВ), предложенная Е.И.Гришаниным и традиционная твэльная концепция, предполагающая размещение микротвэлов в плотной упаковке в матрице из графита с циркониевой оболочкой (МТВ-Т). Исследования выполнялись с помощью программы GETERA. Предметом исследований был анализ нейтронно-физических характеристик размножающих сред, включая достижимую глубину выгорания и эффекты реактивности в в начале и конце кампании. Для возможности сравнения с ВВЭР принята трехцикловая схема перегрузок топлива.

Для принятой конструкции реактора с микротвэлами водо-топливное отношение зависит от толщины защитного покрытия микротвэла, которая характеризуется отношением толщины покрытия из пироуглерода у диаметру керна из двуокиси урана T/d_K. С другой стороны,эта величина определяется глубиной выгорания топлива и поэтому в реакторах с микротвэлами глубина выгорания определяется не только обогащением топлива, но и водо-топливным отношением.

При заданном обогащении топлива и величине T/d_K глубина

выгорания и длительность топливного цикла для реакторов МТВ зависит также от конструкции коллекторов для поступающей в реактор воды. Так, если в каждой кассете имеется один, центральный, коллектор, для достижения глубины выгорания топлива 40 МВтсут/кг топ, получаемой в реакторе ВВЭР при обогащении топлива 3,6%, в реакторе МТВ требуется повысить обогащение топлива до 5%. Это связано с тем, что наличие водяной полости приводит к вспучиванию потока тепловых нейтронов в центре кассеты, увеличению доли захвата тепловых нейтронов в воде и уменьшению коэффициента размножения нейтронов. Для многоколлекторной модификации реактора со свободной засыпкой микротвэлов глубина выгорания 40 МВтсут/кг топ достигается, как и в ВВЭР при 3,6%-ном обогащении топлива. Существенной особенностью твэльного варианта (МТВ-Т) является относительно низкая средняя плотность ядерного топлива по сравнению с ВВЭР и МТВ, что приводит, при сохранении той же глубины выгорания, к уменьшению в 1,5 раза длительности топливного цикла. Для увеличения длительности топливного цикла нужно перейти к более высокому обогащению топлива.

Микротвэльное топливо позволяет достигать более высоких глубин выгорания - вплоть до 100 МВт*сут/кг топ., поэтому были рассмотрены варианты с топливом повышенного обогащения. При этом, из-за увеличения толщины оболочки микротвэлов еще больше уменьшается доля урана в активной зоне. Так, при использовании топлива 9%-го обогащения доля топлива уменьшается в 2,4 раза по сравнению с реактором ВВЭР. Длительность топливного цикла при этом варьируется в пределах 270-310 суток при глубине выгорания 90-100 МВт*сут/кг топ. (в зависимости от типа МТВ реактора). Таким образом , длительность топливного цикла остается примерно той же, что и при использовании топлива с обогащением 3,6%.

Обратимся теперь к результатам расчета коэффициентов реактивности для микротвэльных реакторов. Как известно, в реакторах водо-водяного типа применяется борная компенсация избыточной реактивности, что оказывает существенное влияние на температурный коэффициент реактивности по теплоносителю $dp/dT_н$. Расчетные исследования показали, что при использовании топлива стандартного обогащения, 3,6%, в реакторах МТВ температурный коэффициент $dp/dT_н$ - отрицательный в начале и в конце топливного цикла

и имеет величину того же порядка, что и для реактора ВВЭР при том же обогащении топлива: - (1,67-1.80)*10e-4 в начале цикла и -(5,0-5,6)*10e-4 - в конце. При использовании топлива повышенного обогащения, 9%, в начальный момент топливного цикла температурный коэффициент $d\rho/dT_H$ становится положительным и примерно одинаковый для обоих типов реакторов МТВ - +(2,3-2,7)*10e-4 - из-за близости водо-уранового отношения для них. Однако, применяя выгорающий поглотитель для частичной компенсации избыточной реактивности, например гадолиний, можно добиться отрицательных значений температурного коэффициента реактивности в течение всего цикла облучения.

RU9604485

THE APPLICATION OF MCNP CODE TO RBMK-LIKE SYSTEMS

[1]D. Behrens, [2]R. Donderer, [3]G. Davydova, [1]D. von Ehrenstein,
[3]A. Krayushkin, [1]S. Meyer, [2]O. Schumacher

[1] *Bremen University, Germany,* [2] *Kollert&Donderer, Bremen, Germany,*
[3] *RRC "Kurchatov Institute", Moscow, Russia*

ПРИМЕНЕНИЕ ПРОГРАММЫ MCNP ДЛЯ РАСЧЕТА РЕАКТОРОВ РБМК

[1]Д. Беренс, [2]Р. Дондерер, [3]Г. Давыдова, [1]Д. фон Эренштайн, [3]А. Крашкин,
[1]С. Мейер, [2]О. Шумахер

Приводятся результаты валидации программы MCNP и используемых библиотек нейтронных данных на базе экспериментов на критстенде РБМК в РНЦ КИ. Проведены расчеты однородных решеток и полиячеек РБМК. На примере экспериментов при физпуске САЭС-3 показана возможность использования программы MCNP для проведения полномасштабных расчетов.

In the present work the Monte Carlo code MCNP4A[1] is considered as a tool for RBMK reactor calculations. MCNP is a general purpose code for solving the neutron, photon, electron transport problems with the Monte Carlo method. MCNP makes it possible to describe 3-D system geometry in detail and to use the point-wise continuous-energy microscopic cross-section library that may be prepared and expanded with processing the ENDF/B format data by NJOY [2] code. In this work standart MCNP library sets based on ENDF/B-6 and ENDL90 were tested as well as ENDF/B-4 and ENDF/B-6 libraries processed by NJOY.

To validate the MCNP applicability to RBMK-like system and the quality of neutron data libraries used the experiments carried out at the RBMK critical facility in RRC "Kurchatov Institute" were taken. The detail description of 9 critical assemblies with different loading was used. 500 000 histories were made in every running to get the statistical deviation less than 0.1%. The sensitivity of the final result from some parameters like fuel isotope compositions, graphite impurities etc. were investigated. Some of results are presented in Tab.1.

The comparison of MCNP results obtained with the different data basis has demonstrated that ENDF/B-6 library with the fine energy resolution in the thermal and resonance regions allows to get a good agreement with the experimental values and ENDF/B-4 library underestimates the K_{eff} value mainly due to U-235, U-238 data. Poorly described thermal region results in the large error and may not be applied successfully in RBMK cases.

Single-cell and polycell calculations in reactor investigations allow to separate the influence of various parameters on reactor

behavior. Infinite lattices and 2-D and 3-D polycells were considered to be compared with the results of codes using in present for RBMK analysis (see Table 2,3).

The infinite uniform lattice of RBMK fuel channels for cold and nominal power conditions and for 2.0% and 2.4% fuel enrichment and various burnup were calculated with MCNP and compared with WIMS code[3] results. These calculations show more positive void effect for WIMS code with maximum K_{eff} deviation in voided channel case.

2-D polycells 4x4 channels including control rods (absorbers and displacers) were also considered to compare with the results of other codes (STEPAN [4] ,QUABOX/CUBBOX [5] with 2-group library prepared with WIMS). The difference in non-fuel channel worthes results in more positive void effect in a case of additional moderator (displaser channels) and more negative effect in a case of absorbing channels in MCNP calculations.

Table 1. *K_{eff}/(void effect,%) values for critical assemblies*.*

N	Composition of assembly	Experiment	MCNP results		
			* ENDF/B-4	**ENDF/B-4+ ENDF/B-6	***ENDF/B-6
1	18 FC^{W} 2%	1.0026 (-3.1%)	1.0009 (-3.25%)	1.0029 (-2.96%)	1.0005 (-2.91%)
2	22 FC^{V} 2%	1.0015	1.0012	1.0018	1.0003
3	14 FC^{W} 2.4%	1.0015	0.9996		1.0001
4	14 FC^{V} 2%	0.9908	0.9917	0.9952	0.9923
5	23 FC^{W} 2%	1.0025 (+0.1%)	1.0015 (+0.54%)	1.0044 (+0.35%)	1.0029 (+0.44%)
6	44 FC^{W} 2%+ +4AA^{W} 44 FC: 4 AA:	1.0001 (-0.5%) (-1.1%)	1.0010 (-0.78%) (-1.26%)	1.0023 (-0.57%) (-1.33%)	1.0013 (-0.51%) (-1.30%)
7	71 FC^{W} 2%+ +12AA^{V}	1.0011 (-1.5%)	0.9945 (-1.47%)	1.0000 (-1.62%)	0.9999 (-1.66%)
8	191FC^{W} 2%+ +6FC^{W} 2.4%+ +32AA^{W}+6IC^{W} 6IC:	1.0020 (-0.28%)	0.9967 (-0.14%)	1.0010 (-0.48%)	1.0019 (-0.58%)
9	23 FC^{W} 1.8%	0.9991 (-1.4%)			1.0009 (-1.84%)

* *-3 sets of libraries are presented:* -is mainly based on ENDF/B-4; ** -like *,but U-235 from ENDF/B-6;*** -based on ENDF/B-6.Different percentage of graphite impurities was used in these sets.Here:FC x% -fuel channel x% enrichment,AA - additional absorber,IC-control rod simulator;* ^{W} *-water-in,* ^{V} *-voided.*

3-D supercell 12x12 channels modelling the fragment of Smolensk unit-3 reactor core with average burnup under operational conditions was calculated. Axial structure of core elements as well as coolant

density and burnup distributions were described. The comparison with STEPAN supercell calculations demonstrated a good agreement in the control rods efficiency and the subcriticality in a cold unpoisoned state. Void effect is more negative in MCNP calculations.

As an example of the applicability of MCNP to RBMK reactor whole core calculations the experiments at the Smolensk NPP unit-3 initial load were considered. The calculations were performed for 4 experimental states with detail 3-D description of core elements and reflectors. 4 million histories were done.

Table 2. *Void effect (from γ=0.78g/cc to 0) for 2-D lattices: 2% fuel enrichment, 10 MW·day/kg burnup, hot power conditions.*

Lattice type	MCNP	WIMS	STEPAN	QUABOX/CUBBOX
uniform	1.87%	2.6%		
polycell 14FC+2abs.	-2.17%		-0.49%	-0.81%
polycell 14FC+2displ.	3.11%		2.55%	2.91%

Table 3. *Reactivity effects,% for supercell* 12x12.*

Effect	MCNP	STEPAN
FC void effect	-0.002	0.25
FC and AA void effect	-0.44	0.16
Control rods worth	5.35	5.09
Cold subcriticality	-1.59	-1.77

Table 4. *Smolensk NPP unit-3 whole core K_{eff} calculations.*

Core state	Experiment	MCNP	
		ENDF/B-4	ENDF/B-6
1	1.0000	0.9939	0.9983
2	0.9875	0.9841	0.9877
3	0.9716	0.9674	0.9724
4	1.0000	0.9938	0.9953

**2.4% fuel enricment, 9.82 MW·day/kg burnup, hot power conditions, operative reactivity margin 45rods.*

MCNP code makes it possible to perform the complicate non-uniform RBMK-like systems calculations successfully and may be used to test and correct more simple method reactor codes.

References.

1. J.F.Briesmeister, *MCNP4A - Monte Carlo N-Particle Transport Code System*, LANL report LA-12625-M, 1993.
2. R.E.McFarline, D.W Muir, *The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 91*, LANL report LA-12740-M, 1994.
3. Askew J.R., Fayer F.J., Kemshell P.B., *A General Description of the Lattice Code WIMS*, JBWES, Oct. 1966, p.564.
4. M.N.Babaytsev at al., *The STEPAN Code for RBMK Reactor Calculations*, IAE-5660/5, Moscow, 1993.
5. Langenbuch S., Maurer W., Werner W., *Coorse-Mesh Flux Expansion Method for the Analysis of Space-Time Effects in Large Light Water Reactor Core*, Nucl.Sci.Eng., v.63, p.437-456, 1977.

RU9604486

THE COMPARISON OF MCNP AND MCU CODES CRITICAL CALCULATIONS.

[1]N. Alexeev, [2]D. Behrens, [3]R. Donderer, [1]G. Davydova, [2]D. von Ehrenstein,
[1]A. Krayushkin, [2]S. Meyer, [3]O. Schumacher

[1]*RRC Kurchatov Institute, Moscow, Russia,* [2]*Bremen University, Germany,*
[3]*Kollert & Donderer, Bremen, Germany*

СРАВНЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ КРИТИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ ПО ПРОГРАММАМ MCNP и MCU.

[1]Н. Алексеев, [2]Д. Беренс, [3]Р. Дондерер, [1]Г. Давыдова, [2]Д. фон Эренштайн,
[1]А. Крайшкин, [2]С. Мейер, [3]О. Шумахер

Приводятся результаты расчетов методом Монте Карло по программам MCNP и MCU экспериментов на критическом стенде РБМК (РНЦ КИ), а также сопоставляются результаты сравнительных расчетов однородных решеток каналов РБМК.

The safety analysis of RBMK reactors is still under consideration and additional efforts are undertaking to make more accurate calculations and to improve the accepted procedure of reactor calculations. Monte Carlo method using is one of directions of interest.

It is well known that the Monte Carlo calculations are the most precize in reactor physics. Their results may be used as a ground for more simple methods of reactor calculations to be verified. Besides the Monte Carlo codes may be used now directly for solving many reactor tasks due to computer development.

However the Monte Carlo codes themselves and the nuclear data libraries they use also need verification and validation.

This work is specially done to compare two Monte Carlo codes (MCNP4A, LANL[1] and MCU, RRC KI[2]) for RBMK reactor critical problem. The experiments carried out at the RBMK critical facility in RRC KI were taken for comparison as well as infinite single-cell lattice.

No irradiated fuel cases were taken for comparison since the fission products absence in MCU library.

Both MCNP and MCU codes allow to have a well-described geometry of system, and very accurate description of the critical facility assemblies was used in calculations presented.

The main difference is the nuclear data library of the codes.

The poin-wise continuous energy cross-section library is used in MCNP. Comparison of results obtained with the different nuclear data sources has shown that for RBMK conditions the best choise is the ENDF/B-6 based library with the fine energy structure in thermal and resonance regions.

MCU library has a combined description of cross-sections including multygroup structure in thermal and fast regions and allowing to use direct resonance parameters in resonance region above 1 eV. Different data sources were used to obtain MCU library.

Only boron and cadmium were considered as impurities in graphite. Since the real percentage of impurities is not known exactly, for every code and library set it was chosen to have a good agreement with experimental results through all assembly list. Thermal cross-section of graphite was taken 4.14mb in MCNP and 4.28mb in MCU.

The composition of assemblies and results of MCNP(ENDF/B-6)/MCU calculations are presented in Table 1. Here FC x% is a x% -enriched fuel channel, AA - additional absorber, CR - control rod of facility CPS, CRS - control rod simulator; (w)-water,(v)-void in channels marked.500000 histories were run in all calculations.

Table 1. *Keff values for critical assemblies.*

N	Composition of assembly	Experiment	MCNP	MCU
1	-18 FC^{W} 2%	1.0026	1.0005±.0009	0.999±.0010
	-18 FC^{V} 2%	0.9716	0.9714±.0009	0.971±.0010
2	-22 FC^{V} 2%	1.0015	1.0003±.0010	1.002±.0010
4	-14 FC^{V} 2.4%	0.9908	0.9923±.0010	0.992±.0010
5	-23 FC^{W} 2%	1.0025	1.0029±.0010	1.004±.0010
	-23 FC^{V} 2%	1.0035	1.0073±.0010	1.006±.0010
6	-44 FC^{W} 2%, 4 AA^{W}	1.0001	1.0013±.0010	1.001±.0010
	-44 FC^{V} 2%, 4 AA^{W}	0.9951	0.9962±.0010	0.996±.0010
	-44 FC^{W} 2%, 4 AA^{V}	0.9891	0.9883±.0010	0.990±.0010
7	-71 FC^{W} 2%, 12 AA^{V}	1.0011	0.9999±.0010	0.996±.0010
	-71 FC^{V} 2%, 12 AA^{V}	0.9861	0.9833±.0010	0.984±.0010
8	-191 FC^{W} 2%, 6 FC^{W}2.4%, 32 AA^{W}, 6 IC^{W}	1.0020	1.0019±.0009	0.999±.0010
	-191 FC^{W} 2%, 6 FC^{W} 2.4%, 32 AA^{W}, 6 IC^{V}	0.9992	0.9961±.0009	0.996±.0010

On the whole, both codes demonstrate rather close results of calculations and the maximum difference between calculational K_{eff} values is about 0.4% in the cases of large assemblies.

The calculational results of void effect are presented in Table 2. The deviations from experimental results are regularly positive in MCU case, and have different sign in MCNP calculations,more negative for large assemblies and more positive for small ones. Mainly the differences between calculated and measured void effect are more significant, than in K_{eff}

calculations, the source of that increasing can be clarified from the different deviations MCNP and MCU results from experiments in void and water cases.

Table 2. *Void effect,% of Keff, critical assemblies*

N	Experiment		MCNP	MCU
1		-3.1	-2.91±.13	-2.8±.14
5		+0.1	+0.44±.14	+0.2±.14
6	44FC	-0.5	-0.51±.14	-0.5±.14
	4AA	-1.1	-1.30±.14	-1.1±.14
7		-1.5	-1.66±.14	-1.2±.14
8	6IC	-0.28	-0.58±.13	-0.3±.14

The infinite uniform lattice of 2% enrichment non-irradiated RBMK fuel channels was considered under the cold conditions. Coolant density in water case was 1g/cc.

Radial design of RBMK cell was detail described exept the distance grids,which were gomogenized within coolant. The geometry and material models were equivalent in both MCNP and MCU calculations.

The calculational results presented in Table 3 show that both codes dive very close results in this case.

Table 3. *Single-cell Kinf calculations*

Code	K_{inf}^{water}	K_{inf}^{void}	void effect,%
MCNP(ENDF/B-6)	1.2806±.0006	1.3286±.0007	4.80±.09
MCU,RRC	1.2800±.0010	1.3280±.0010	4.80±.14

Within a framework of fresh-fuel cold-condition critical calculations MCNP and MCU demonstrate the close results with the difference up to 0.4% in K_{eff} for the critical assemblies with various neutron spectra, that is comparable with deviation due to different data library in MCNP. Analysis of reaction rates and flux distribution allows to conclude that the main source of discrepance is a difference in nuclear data library.

References

1. Briesmeister J.F., *MCNP 4A - Monte Carlo N-Particle Transport Code System,* LANL,LA-12625-M,1993.
2. Abagyan L. et al., *MCU Monte Carlo Code for Nuclear Reactor Calculations,Verification,* IAE-5751/5,Moscow,1994.

УКАЗАТЕЛЬ АВТОРОВ

А

Абрамов Б.Д. 1-108
Азаров С.И. 2-138, 2-185
Аксенов Р.М. 1-156, 1-159
Алексаков Г.Н. 1-96
Алексеев Н.И. 1-163, 1-241, 2-20, 2-220
Алексеев П.Н. 1-53, 1-166, 2-56, 2-74
Алимов Ю.В. 1-220
Алферов И.П. 2-154
Андреев М.И. 2-205
Андрианов Г.Я. 2-20
Андриянов Г.А. 2-34
Аношкин Ю.И. 2-43, 2-45
Апсэ В.А. 2-96
Артемов В.Г. 1-126
Асеев А.Г. 1-32
Афанасьев В.В. 2-205
Афремов В.А. 1-156, 1-159

Б

Бабайцев М.Н. 1-232
Бай В.Ф. 1-136, 1-183
Балакин И.П. 1-224
Балыгин А.А. 1-232, 2-181
Баринов С.В. 1-216, 1-218, 1-220, 2-61
Батурин Д.М. 2-158
Белевитин А.Г. 2-205
Белов Д.Ю. 1-53
Белов С.П. 2-192
Белоусов Н.И. 1-235, 2-199, 2-207
Белоусов С.И. 1-45, 1-48
Благовещенский А.Я. 2-110
Богачек Л.Н. 1-136, 1-183
Богданкевич В.Л. 1-175, 1-178
Болдин С.В. 2-43
Болобов П.А. 2-220
Болсунов А.А. 2-171, 2-174
Борисов С.Е. 2-197
Бояринов В.Ф. 1-114, 1-117, 1-120, 1-166
Броницкий Л.Л. 2-148
Брызгалов В.И. 1-123
Буканов В.Н. 2-185
Букша Ю.К. 1-147, 2-53
Бычков С.А. 1-86

В

Ваньков А.А. 2-71
Ваньков К.А. 1-63
Васекин В.Н. 1-101, 2-58
Васильев А.В. 1-166, 2-129
Вербицкий Ю.Г. 2-188
Веретенов В.В. 1-163
Веселов В.П. 1-101, 2-58
Виноградова Е.В. 2-74
Витрук С.Г. 2-165
Власичев Г.Н. 1-153
Вознесенский Р.М. 2-53
Волков Ю.В. 1-34
Волкова С.Н. 2-188
Воробьев Е.Л. 2-138, 2-185
Воробьев Ю.Б. 2-100
Воротынцев М.Ф. 2-71

Г

Габрианович Б.Н. 2-165
Гаврилюк В.И. 2-185
Гатин В.Л. 2-108
Герасимчук О.Г. 1-226
Гинкин В.П. 1-63
Глазков А.А. 2-211
Голубев В С. 2-217
Гольцев А.О. 1-123, 1-144, 2-65, 2-78, 2-113
Гомин Е.А. 1-123, 2-20
Гостев В.В. 2-178
Грабежной В.А. 1-111
Грановский В.С. 2-195
Гуревич М.И. 1-163, 2-20
Гуреев А.И. 2-207
Гуров И.И. 2-81
Гусев В.В. 2-202

Д

Давиденко В.Д. 1-123, 2-68, 2-78
Давыдов В.К. 2-151
Давыдова Г.Б. 1-238, 1-241
Дадакин В.С. 2-58
Даруга В.К. 2-40
Двушерстнов В.Г. 2-192
Дементьева Д.Ю. 1-172, 1-175, 1-178
Демехин В.Л. 2-185
Диденко А.Н. 2-211
Долгов В.В. 1-150
Дружинин В.Е 2-58
Дулин В.А. 2-28, 2-31, 2-192
Духовенский С.А. 1-226

Е

Евдокимов А.М. 2-61
Еловский О.А. 2-37
Ельшин А.В. 1-75, 1-126
Ефанов А.И. 2-202
Ефименко В.Ф. 2-192
Ефимов В.Г. 2-199
Ефимов В.К. 2-188, 2-195

Ж

Житарев В.Е. 2-34
Жулев Л.Н. 2-144

З

Загребаев А.М. 2-199
Захаров А.С. 2-178
Зверев А.А. 1-156, 1-159
Зизин М.Н. 1-169, 1-172, 1-175, 1-178
Зимин В.Г. 2-125, 2-158, 2-160
Зонов И.В. 1-92, 2-163
Зяблецев Д.И. 2-71

И

Иванов А.Е. 2-209
Иванов А.П. 2-83

Иванов А.С. 1-126
Иванов В.И. 1-104, 2-146
Иванов Е.А. 2-81
Игнатьев В.В. 2-74
Ионкин В.И. 2-214
Ионов В.С. 2-20, 2-220

К

Калантаров В.Е. 2-211
Кантор П.А. 1-183
Карпов А.С. 1-126
Катышев С.А. 2-217
Качанов В.М. 2-34
Кащеев М.В. 1-150
Киселев Н.П. 2-168
Климанов В.А. 2-141
Климов А.Д. 2-202
Ковалишин А.А. 1-120
Кожин А.Ф. 2-96
Козырева П.И. 2-190
Колганов В.Д. 2-61
Колосов Н.А. 2-192
Коляскин А.Д. 2-211
Комлев О.Г. 1-129, 1-133
Компаниец Г.В. 2-214
Коноплев К.А. 2-178
Коробейников В.В. 1-72, 2-71
Королев В.Н. 1-141
Корсун А.С. 2-116, 2-121, 2-165, 2-168
Корсун В.А. 2-168
Кочетков А.Л. 2-26, 2-28, 2-192
Кочин К.В. 1-183
Крайнов Ю.А. 2-20
Краюшкин А.В. 1-229, 1-232, 1-238, 1-241, 2-58
Кривицкий И.Ю. 2-83, 2-86
Крючков Э.Ф. 2-96
Кудрявцев А.В. 1-94, 1-96
Кузин Е.Н. 2-192
Кузнецов В.Д. 2-100, 2-103
Кузнецов В.И. 2-214, 2-217
Кузнецов П.Б. 1-216, 1-220
Кузьмин А.М. 1-208, 1-213
Кузьмин А.Н. 2-34
Куликов Г.Г. 2-96
Кутьин В.В. 2-188

Л

Лаврухин В.С. 2-148
Лалетин Н.И. 1-39, 1-59, 1-75, 2-135
Лапшиков Ю.А. 1-94, 1-96
Лашин А.Ф. 2-96
Лебедев В.И. 1-172
Леонтьева В.Л. 2-110
Ловчиков М.Б. 2-81
Логачев О.Н. 2-61
Логвенчев С.И. 1-220
Лысенко В.В. 2-197
Лысов Д.А. 1-81, 1-86, 1-104, 2-58

М

Малкова Л.К. 1-123
Малофеев В.М. 2-58
Марин С.В. 1-123
Марин С.Н. 2-217
Мариненко Е.Е. 1-147
Марков А.В. 1-136
Мартынов Д.Н. 1-123
Мартынова И.И. 2-217
Марчук Ю.В. 2-190
Матвеев В.И. 2-83, 2-86
Матвеенко И.П. 2-28, 2-192
Машкович В.П. 2-197
Меньшиков Л.И. 2-74
Месропов М.Г. 2-202
Мигров Ю.А. 2-188
Микитюк К.О. 2-56
Мирошниченко А.В. 2-100
Митрофанова О.В. 2-116, 2-168
Митрюхин А.Г. 2-110
Михайлов Г.М. 2-26, 2-28
Михайлов В.Н. 2-158
Михайлова И.В. 2-31, 2-192
Мишанин Б.В. 2-224, 2-226
Мохаев В.К. 2-192
Моисеев И.Ф. 2-58
Моргунов В.В. 2-209
Морев М.Н. 2-197
Морин Д.В. 1-208
Муранов Ю.В. 1-150

Н

Наумов В.И. 1-235, 2-171, 2-174
Невиница В.А. 1-186, 2-132
Неделин О.В. 2-138, 2-185
Немиров А.С. 2-58
Неретин В.А. 2-197
Никитин К.Л. 1-136, 1-183
Никитин Н.В. 1-51
Никонов А.М. 2-214
Николаев Б.П. 1-96
Новиков А.Е. 1-208
Новиков В.Г. 1-229
Новосельский О.Ю. 1-141

О

Обухов В.В. 1-126
Окунев В.С. 1-208, 1-210, 1-213
Орлов С.П. 2-178
Острейковский В.А. 1-42
Островский В.Р. 2-20

П

Панин В.М. 1-218
Парафило Л.М. 1-141
Петров Р.В. 2-138, 2-185
Петров Э.Е. 1-72, 2-209
Пинегин А.А. 1-136, 1-183, 2-154
Пискарев А.В. 1-126
Повещенко Т.С. 2-135
Погосбекян Л.Р. 1-81, 1-86
Полевой В.Б. 2-37, 2-40
Поляков А.А. 2-207
Поляков Д.Н. 2-214
Поплавский А.В. 2-192
Попов С.В. 2-113
Постников В.В. 1-92, 2-148
Потапов И.А. 2-178
Проселков В.Н. 2-207
Прошкин А.А. 1-226
Пряничников А.В. 1-235, 2-171

Пышин В.К. 2-71
Р
Рахматуллин М.А. 2-190
Речкиман А.Э. 2-199
Ринейский А.А. 2-71
Рождественский М.И. 1-216, 1-220, 2-151
Романин С.Д. 1-98
Ромоданов В.Л. 2-205
Румянцев Г.Я. 1-66
Рябышкин О.В. 1-200
С
Савандер В.И. 1-235, 2-92, 2-121, 2-174, 2-207
Сазыкин Б.В. 1-36
Сахарова Т.Ю. 1-218
Сахно В.И. *1-90*
Седов А.А. 2-106, 2-108
Селезнев Е.Ф. 1-78, 1-200, 2-51, 2-190
Семенов А.А. 2-160
Семенов В.Н. 2-20
Семенычев М.А. 2-45
Сердечный В.С. 2-192
Сидоренко В.Д. 2-20
Симаков Г.А. 2-168
Сироткин В.К. 1-156, 1-159
Смольский С.Л. 2-178
Сницарь Р.В. 2-121
Соколов П.А. 1-183
Соколова М.С. 2-116
Соловьев Н.В. 1-156, 1-159
Стогов Ю.В. 2-207
Страшных В.П. 2-158
Субботин С.А. 1-32, 2-74
Султанов Н.В. 1-56, 1-59
Суслов И.Р. 1-129, 1-133
Т
Тарасов В.А. 2-209
Тарасова О.Б. 2-37
Тихонов Н.В. 2-158
Тишкин Ю.А. 1-229, 2-58
Токаревский В.В. 2-138, 2-185
Томчай С.П. 1-90
Троянова Н.М. 1-63
Тузов А.А. 2-53
Туманов А.Е. 2-110
Тучков А.М. 1-202
Тычкин Л.Г. 2-168
У
Украинцев В.Ф. 1-224
Усынин Г.Б. 1-23, 1-153, 2-43, 2-45
Усынина С.Г. 2-89
Ушаков П.А. 2-165
Ф
Федоров В.А. 1-94, 1-96
Федосов А.М. 1-229, 1-232, 2-34
Филатов А.В. 1-98
Фролов О.В. 2-81
Фомиченко П.А. 1-114, 1-166, 2-74
Х
Хамаза В.А. 2-20
Ходжаев Д.Д. 2-190
Хорасанов Г.Л. 2-211
Хоромский В.А. 2-209
Хотылев В.А. 2-158, 2-163
Хренников Н.Н. 2-58
Хромов В.В. 1-136, 1-183, 2-154
Ц
Царенко Ю.И. 2-214
Цветков П.В. 2-96
Цибульский В.Ф. 2-65, 2-68, 2-78 2-128
Цофин В.И. 2-197
Цыганов С.В. 1-190
Цыпин С.Г. 2-197
Ч
Чапаев В.М. 1-136
Чебесков А.Н. 2-48
Чернов Е.В. 2-163
Чернов И.В. 2-188
Черный О.Д. 2-195
Чжен Юй 1-156
Чибиняев А.В. 2-65
Чижевский Ю.Б. 1-96
Чирков В.А. 2-224, 2-226
Ш
Шапарь А.В. 2-192
Шейнкман А.Г. 1-202
Шемаев Ю.П. 1-126
Шестеркин А.Г. 2-217
Шестопалов А.А. 1-226
Шерстобитова Л.А. 2-148
Шикалов В.Ф. 2-181
Шилов В.В. 2-207
Шишков Л.К. 1-136, *1-190*
Шмелев А.Н. 2-96
Шмонин Ю.В. 1-104, 2-58, 2-146
Шумский Б.Е. 1-136, 1-183
Щ
Щукин Н.В. 1-92, 1-98, 2-158, 2-160, 2-163
Щуровская М.В. 2-154
Я
Яблоков С.Л. 1-200

AUTHOR INDEX

A

Abramov B.D. 1-108
Afanasiev V.V. 2-205
Afremov V.A. 1-156, 1-159
Aksenov R.M. 1-156, 1-159
Alexakov G.N 1-96
Alekseev N.I. 1-163, 1-241, 2-20, 2-220
Alekseev P.N. 1-53, 1-166, 2-56, 2-74
Alferov I.P. 2-154
Alimov Yu.V. 1-220
Andreev M.I. 2-205
Andrianov G.A 2-34
Andrianov G.Ya. 2-20
Anoshkin Yu.I. 2-43, 2-45
Apse V.A. 2-96
Artemov V.G. 1-126
Aseev A.G. 1-32
Azarov S.I. 2-138, 2-185

B

Babaytsev M.N. 1-232
Balakin I.P. 1-224
Balygin A.A. 1-232, 2-181
Barinov S.V. 1-216, 1-218, 1-220, 2-61
Baturin D.M. 2-158
Belevitin A.G. 2-205
Belousov N.I. 1-235, 2-199, 2-207
Belousov S.I. 1-45, 1-48
Belov D.Yu. 1-53
Belov S.P. 2-192
Blagoveshchensky A.Ya. 2-110
Bogachek L.N. 1-136, 1-183
Bogdankevich V.L. 1-175, 1-178
Boldin S.V. 2-43
Bolobov P.A. 2-220
Bolsunov A.A. 2-171, 2-174
Borisov S.E. 2-197
Boyarinov V.F. 1-114, 1-117, 1-120, 1-166
Bronitsky L.L. 2-148
Bryzgalov V.I. 1-123
BukanovV.N. 2-185
Buksha Yu.K. 1-147, 2-53
Buy V.F. 1-136, 1-183
Bychkov S.A. 1-86

C

Chapaev V.M. 1-136
Chebeskov A.N. 2-48
Chernov E.V. 2-163
Chernov I.V. 2-188
Cherny O.D. 2-195
Chibinyaev A.V. 2-65
Chigivski Yu.B. 1-96
Chirkov V.A. 2-224, 2-226
Chmelev A.N. 2-96
Chodjaev D.D. 2-190

D

Dadakin V.S. 2-58
Daruga V.K. 2-40
Davidenko V.D. 1-123, 2-68, 2-78
Davidov V.K. 2-151
Davydova G.B. 1-238, 1-241
Dementieva D.U. 1-172, 1-175, 1-178
Demyohin V.L. 2-185
Didenko A.N. 2-211
Dolgov V.V. 1-150
Doulin V.A. 2-28, 2-31, 2-192
Druzhinin V.E. 2-58
Dukhovensky S.A. 1-226
Dvusherstnov V.G. 2-192

E

Efimenko V.F. 2-192
Efimov V.G. 2-199
Elchine A.V. 1-75, 1-126
Elovsky O.A. 2-37
Evdokimov A.M. 2-61

F

Fedorov V.A. 1-94, 1-96
Fedosov A.M. 1-229, 1-232, 2-34
Filatov A.V. 1-98
Fomichenko P.A. 1-114, 1-166, 2-74
Frolov O.V. 2-81

G

Gabrianovich B.N. 2-165
Gagin V.L. 2-108
Gavriluk V.I. 2-185
Gerasimchuk O.G. 1-226
Ginkin V.P. 1-63
Glazkov A.A. 2-211
Golubev V.S. 2-217
Goltsev A.O. 1-123, 1-144, 2-65, 2-78, 2-113
Gomin E.A. 1-123, 2-20
Gostev V.V. 2-178
Grabezhnoi V.A. 1-111
Granovski V.S. 2-195
Gureev A.I. 2-207
Gurevich M.I. 1-163, 2-20
Gurov I.I. 2-81
Gusev V.V. 2-202

H

Horasanov G.L. 2-211
Horomsky V.A. 2-209

I

Ignatiev V.V. 2-74
Ionkin V.I. 2-214
Ionov V.S. 2-20, 2-220
Ivanov A.E. 2-209
Ivanov A.P. 2-83
Ivanov A.S. 1-126
Ivanov E.A. 2-81
Ivanov V.I. 1-104, 2-146

J

Jitarev V.E. 2-34

K

Kachanov V.M. 2-84
Kalantarov V.E. 2-211

Kantor P.A. 1-183
Karpov A.S 1-126
Katyshev S.A. 2-217
Kasheyev M.V. 1-150
Khamaza V.A. 2-20
Khotylev V.A. 2-158, 2-163
Khrennikov N.N. 2-58
Khromov V.V. 1-136, 1-183, 2-154
Kiselev N.P. 2-168
Klimanov V.A. 2-141
Klimov A.D. 2-202
Kochetkov A.L. 2-26, 2-28, 2-192
Kochin K.V. 1-183
Kojin A.F. 2-96
Kolganov V.D. 2-61
Koljaskin A.D 2-211
Kolosov N.A. 2-192
Komlev O.G 1-129, 1-133
Kompanietz G.V. 2-214
Konoplev K.A. 2-178
Korobeinikov V.V. 1-72, 2-71
Korolev V.N. 1-141
Korsun A.S. 2-116, 2-121, 2-165, 2-168
Korsun V.A. 2-168
Koulikov G.G. 2-96
Kovalishin A.A. 1-120
Kozireva L.I. 2-190
Krainov Yu.A. 2-20
Krayushkin A.V. 1-229, 1-232, 1-238, 1-241, 2-58
Krivitski I.Yu. 2-83, 2-86
Kryuchkov E.F. 2-96
Kudryavtsev A.V. 1-94, 1-96
Kuzin E.N. 2-192
Kuznetsov V.D. 2-100, 2-103
Kuznetsov V.I. 2-214, 2-217
Kuznetsov P.B. 1-216, 1-220
Kuzmin A.M. 1-208, 1-213
Kuzmin A.N. 2-34
Kutyin V.V. 2-188

L

Laletin N.I. 1-39, 1-59, 1-75, 2-135
Lapshikov Yu.A. 1-94, 1-96
Lashin A.F. 2-96
Lavruhin V.S. 2-148
Lebedev V.I. 1-172
Leontieva V.L. 2-110
Logachev O.N. 2-61
Logvenchev S.I. 1-220
Lovchikov M.B. 2-81
Lysenko V.V. 2-197
Lysov D.A. 1-81, 1-86, 1-104, 2-58

M

Malkova L.K. 1-123
Malofeev V.M. 2-58
Marin S.V. 1-123
Marin S.N. 2-217
Marinenko E.E. 1-147
Markov A.V. 1-136
Martinov D.N. 1-123
Martinova I.I. 2-217
Martchuk Yu.I. 2-190
Matveev V.I. 2-83, 2-86
Matveenko I.P. 2-28, 2-192
Mashkovich V.P. 2-197
Menshikov L.I. 2-74
Mesropov M.G. 2-202
Migrov Yu.A. 2-188
Mikitiouk K.O. 2-56
Miroshnichenco A.V. 2-100
Mitrofanova O.V. 2-116, 2-168
Mitriukhin A.G. 2-110
Mikhailov G.M. 2-26, 2-28
Mikhailov V.N. 2-158
Mikhallova I.V. 2-31, 2-192
Mishanin B.V. 2-224, 2-226
Moiseev I.F. 2-58
Morgunov V.V. 2-209
Morev M.N. 2-197
Morin D.V. 1-208
Mozaev V.K. 2-192
Muranov Yu.V. 1-150

N

Naumov V.I. 1-235, 2-171, 2-174
Nedelin O.V. 2-138, 2-185
Nemirov A.S. 2-58
Neretin V.A. 2-197
Nevinitsa V.A. 1-166, 2-132
Nikitin K.L. 1-136, 1-183
Nikitin N.V. 1-51
Nikonov A.M. 2-214
Nikolaev B.P. 1-96
Novikov A.E. 1-208
Novikov V.G. 1-229
Novoselsky O.Yu. 1-141

O

Obuchov V.V. 1-126
Okunev V.S. 1-208, 1-210, 1-213
Orlov S.P. 2-178
Ostreykovsky V.A. 1-42
Ostrovskyi V.R. 2-20

P

Panin V.M. 1-218
Parafilo L.M. 1-141
Petrov E.E. 1-72, 2-209
Petrov R.V. 2-138, 2-185
Pinegin A.A. 1-136, 1-183, 2-154
Piskarev A.V. 1-126
Pogosbekyan L.R. 1-81, 1-86
Polevoy V.B. 2-37, 2-40
Poliakov A.A. 2-207
Poliakov D.N. 2-214
Poplavskii A.V. 2-192
Popov S.V. 2-113
Postnikov V.V. 1-92, 2-148
Potapov I.A. 2-178
Poveschenko T.S. 2-135
Prianichnikov A.V. 1-235, 2-171
Proselkov V.N. 2-207
Proshkin A.A. 1-226
Pyshin V.K. 2-71

R

Rachmatulin M.A. 2-190
Rechkiman A.E. 2-199
Rineiski A.A. 2-71

Romanin S.D. 1-98
Romodanov V.L. 2-205
Rozhdestvenskiy M.I. 1-216, 1-220, 2-151
Rumjantsev G.Ya. 1-66
Ryabyshkin O.V. 1-200
S
Sakharova T.Yu. 1-218
Sakhno V.I. 1-90
Savander V.I. 1-235, 2-92, 2-121, 2-174, 2-207
Sazikin B.V. 1-36
Schukin N.V. 1-92, 1-98, 2-158, 2-160, 2-163
Schurovskaya M.V. 2-154
Screechy V.S. 2-192
Sedov A.A. 2-106, 2-108
Seleznev E.F. 1-78, 1-200, 2-51, 2-190
Semenov A.A. 2-160
Semenov V.N. 2-20
Semenychev M.A. 2-45
Shaper A.V. 2-192
Sheinkman A.G. 1-202
Shemaev Yu.P. 1-126
Shesterkin A.G. 2-217
Shestopalov A.A. 1-226
Sherstobitova L.A. 2-148
Shilov V.V. 2-207
Shishkov L.K. 1-136, 1-190
Shmonin Yu.V. 1-104, 2-58, 2-146
Shumsky B.E. 1-136, 1-183
Shykalov V.F. 2-181
Sidorenko V.D. 2-20
Simakov G.A. 2-168
Sirotkin V.K. 1-156, 1-159
Smolsky S.L. 2-178
Snytsyr R.V. 2-121
Sokolov P.A. 1-183
Sokolova M.S. 2-116
Soloviov N.V. 1-156, 1-159
Stogov Yu.V. 2-207
Strashnych V.P. 2-158
Subbotin S.A. 1-32, 2-74
Sultanov N.V. 1-56, 1-59
Suslov I.R. 1-129, 1-133
T
Tarasov V.A. 2-209
Tarasova O.B. 2-37
Tikhonov N.V. 2-158
Tishkin Yu.A. 1-229, 2-58
Tokarevskiy V.V. 2-138, 2-185
Tomchay S.P. 1-90
Tousov A.A. 2-53
Troyanova N.M. 1-63
Tsarenko U.I. 2-214
Tsophin V.I. 2-197
Tsvetkov P.V. 2-96
Tsybulsky V.F. 2-65, 2-68, 2-78 2-128
Tsyganov S.V. 1-190
Tsypin S.G. 2-197
Tumanov A.E. 2-110
Tuchkov A.M. 1-202
Tychkin L.G. 2-168
U
Ukraintsev V.F. 1-224
Ushakov P.A. 2-165
Usynin G.B. 1-23, 1-153, 2-43, 2-45
Usynina S.G. 2-89
V
Vankov A.A. 2-71
Vankov K.A. 1-63
Vasekin V.N. 1-101, 2-58
Vassiliev A.V. 1-166, 2-129
Verbitski Yu.G. 2-188
Veretenov V.V. 1-163
Veselov V.P. 1-101, 2-58
Vinogradova E.V. 2-74
Vitruk S.G. 2-165
Vlasitchev G.N. 1-153
Volkov Yu.V. 1-34
Volkova S.N. 2-188
Vorob'ev E.L. 2-138, 2-185
Vorobyov Y.B. 2-100
Vorotyntsev M.F. 2-71
Voznesensky R.M. 2-53
Y
Yablockov C.L. 1-200
Yefanov A.I. 2-202
Yefimov V.K. 2-188, 2-195
Z
Zagrebaev A.M. 2-199
Zakharov A.S. 2-178
Zhen Yu 1-156
Zhulev L.N. 2-144
Ziabletsev D.I. 2-71
Zimin V.G. 2-125, 2-158, 2-160
Zizin M.N. 1-169, 1-172, 1-175, 1-178
Zonov I.V. 1-92, 2-163
Zverev A.A. 1-156, 1-159

ОРГАНИЗАЦИОННЫЙ КОМИТЕТ
9-ого МЕЖДУНАРОДНОГО СЕМИНАРА ПО ПРОБЛЕМАМ ФИЗИКИ РЕАКТОРОВ "ВОЛГА 95"

1. Шальнов А.В. (МИФИ) - генеральный председатель
2. Хромов В.В. (МИФИ) - председатель
3. Крючков Э.Ф. (МИФИ) - зам. председателя по орг. вопросам
4. Наумов В.И. (МИФИ) - председатель программного комитета
5. Гончаров Л.А. (МИФИ) - ученый секретарь
6. Шмелев А.Н. (МИФИ) - зам. председателя программного комитета
7. Савандер В.И. (МИФИ) - член программного комитета
8. Алексеев П.Н. (РНЦ "Курчатовский институт")
9. Митяев Ю.И. (НИКИЭТ)
10. Шишков Л.К. (ВНИИАЭС)
11. Матвеенко И.П. (ФЭИ)
12. Волков Ю.В. (ОИАТЭ)
13. Усынин Г.Б. (НГТУ)
14. Коночкин В.Г. (Минатом)

ПРОБЛЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ
ЯДЕРНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Тезисы докладов 9-го семинара
по проблемам физики реакторов

Москва, МИФИ, б/о "Волга",
4 – 8 сентября 1995 г.

Том 1

Ответственный за выпуск Л. А. Гончаров

ЛР № 020676 от 09.12.1992 г.
Подписано в печать 20.07.95 г.
Формат 60x84 1/16. П.л. 15,75. Уч.-изд.л. 16,0.
Тираж 200 экз. Изд. № 026-3. Заказ 783
Московский государственный инженерно-физический институт
(технический университет). Типография МИФИ.
115409, Москва, Каширское ш., 31.