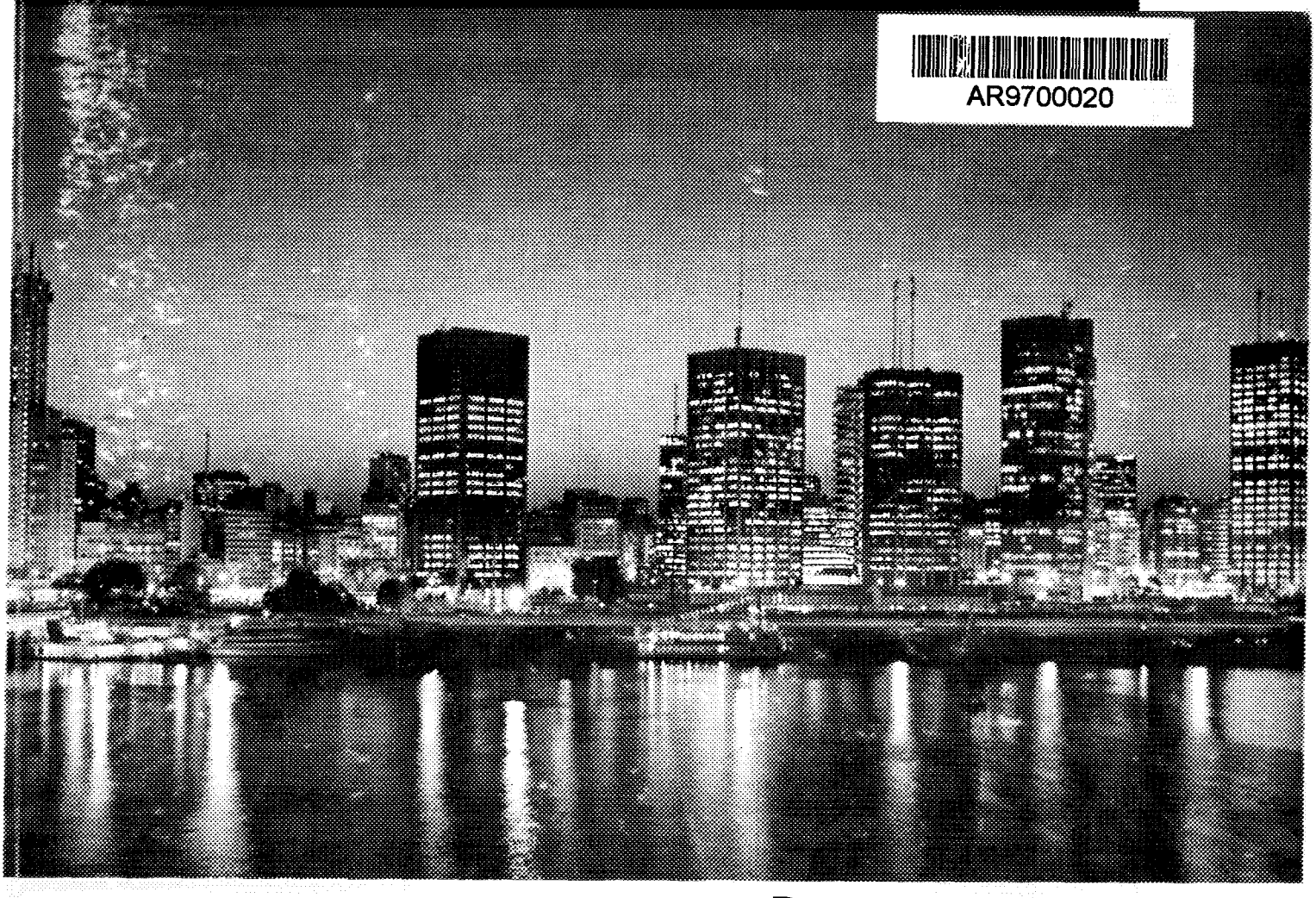
INIS-AR--121

INTERNATIONAL CONFERENCE

AR9700020



PROCEEDINGS

Nuclear Power Competitiveness in the next two decades

Buenos Aires, Argentina
November 18-21, 1996

We regret that some of the pages in this report may not be up to the proper legibility standards, even though the best possible copy was used for scanning

PROCEEDINGS
of the
INTERNATIONAL CONFERENCE
on
NUCLEAR POWER COMPETITIVENESS IN THE NEXT TWO DECADES

NOVEMBER 18-21, 1996
BUENOS AIRES

ORGANIZED by the	ASOCIACION ARGENTINA de TECNOLOGIA NUCLEAR (AATN) COMISION NACIONAL de ENERGIA ATOMICA (CNEA)
In COOPERATION with	INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA)
SPONSORED by the	AMERICAN NUCLEAR SOCIETY (ANS) EUROPEAN NUCLEAR SOCIETY (ENS) ENTE NACIONAL REGULADOR NUCLEAR (ENREN) NUCLEOELECTRICA ARGENTINA S.A. (NASA) SECRETARIA de ENERGIA de la NACION

PUBLISHED by the
ASOCIACION ARGENTINA DE TECNOLOGIA NUCLEAR
CALLAO 384, BUENOS AIRES, ARGENTINA

COVER PHOTO BY ALDO ZOCCOLA
COVER DESIGN BY HADIDA SADDAKNI

TECHNICAL SESSIONS

AUTHORITIES

Honorary Chairman	Carlos Saúl Menem President of the República Argentina
General Chairman	Eduardo F. Santos President of CNEA Board of Directors
Executive Director	Jaime Pahissa Campá Vice President-President elected of AATN

Steering Committee

Chairman	Eduardo F. Santos (CNEA)
Vice Chairman	Raúl A. Boix Amat (AATN)
Vice Chairman	Don W. Miller (ANS)
Vice Chairman	Manuel Acero (ENS)

Members

Alberto Andino (AATN)	Kyle Turner (ANS)
Edhard Gaedtke (AATN)	Luis Rodolfo Schirado (ENS)
Pedro Sajaroff (AATN)	Ulises de la Orden (ENS)

Program Committee

Chairman	Jaime Pahissa Campá (AATN)
Vice Chairman	Marta H. de Pahissa (AATN)
Vice Chairman	Alberto J. Maroto (AATN)
Vice Chairman	Kenneth H. Talbot (ANS)
Vice Chairman	Jorge Mataix Hidalgo (ENS)

Members

Darío Jinchuk (AATN)	Kyle Turner (ANS)
Miguel Audero (AATN)	Daniel Giovansily (ENS)
Guillermo E. Maggio (AATN)	Carlos Rodriguez Monroy (ENS)
Oscar J. Quihillalt (AATN)	Teresa García Sintas (ENS)
Maximo Abbate (AATN)	Eduardo Savino (AATN)

Coordination Committee

Executive Office Secretary	Stella Maris Barreras (AATN)
Financial Secretary	Maela Viirsoo (AATN)
Logisties & Services Secretary	Luis Colangelo (AATN)

AATN
MEMBERS OF BOARD

President	Raúl A. Boix Amat
Vice-President	Jaime Pahissa Campá
Secretary	Humberto Baroni
Pro-Secretary	Tomás Watanabe
Treasurer	Roberto Cosentino
Pro-Treasurer	Elena L. Quihillalt
Vocal Member I	Luis Colángelo
Vocal Member II	Ricardo Gillen
Vocal Member III	Maela Viirsoo
Vocal Member IV	Máximo Abbate
Substitute Member I	Elías Palacios
Substitute Member II	Julio Recalde
Financial Reviewers	Rodolfo Touzet
Substitute Financial Reviewers	Alfredo Biernat
	Santiago Giambiaggi
Honour Committee	Gregorio Baró,
	Dan J. Beninson,
	Hugo Erramuspe
	Rafael Pérez del Viso
	Oscar A. Quihillalt

FOREWORD

These Proceedings are intended to provide a permanent record of the International **"Conference on Nuclear Power Competitiveness in the Next Two Decades".**

The purpose of this Conference is to analyse the different elements that can have an influence on the cost of generating nucleoelectricity

Besides the usual predominant factors as fuel supply, personnel and maintenance that enter in the costs of any electricity generating method, nuclear power generation suffers the extra burden of severe regulatory demands, high decommissioning and insurance costs and an adverse public opinion that can affect competitiveness

Nowadays 17% of the world's electricity supply, reaching almost 50% in a few countries, comes from nuclear power which is used by over 30 countries.

As concerns increases about the negative impact of burning fossil fuels on our environment and, at the same time, the resulting rapid depletion of finite natural resources becomes a reality, the importance of the nuclear contribution will probably increase.

It is beyond doubt that in the future, nuclear power will play an undisputed part in the world-wide generation of electric energy, but the next two decades may prove a difficult road to traverse because of the present competitiveness of other generating systems.

Countries that can keep the nuclear option open during this difficult period will be the leaders in the future, those that cannot survive will become hopelessly energy-dependent.

We hope that the almost one hundred contributions gathered in these volume, as a result of presentations at the Conference from participants from 22 countries, will contribute to increase competitiveness of nuclear power generation and, if possible, develop new ideas to help solve the present crisis in the Nuclear Sector.

The Argentine Association of Nuclear Technology (AATN) and the National Atomic Energy Commission of Argentina (CNEA) expresses its thanks to the International Atomic Energy Agency (IAEA) for its important collaboration and to European Nuclear Society (ENS), American Nuclear Society (ANS), Argentina's National Board of Nuclear Regulation (ENREN), Nucleolectrica Argentina S.A (NASA) and Argentina's Secretary of Energy for co-sponsoring the meeting.

Special thanks are extended to Speakers, Chairmen and Participants, many of whom travel long distances from their countries, and spent part of their valuable time to provide their views and enrich the Conference with their presence.

Last, but not least, our thanks and congratulations to all those who volunteered with their time supporting the Organising Committee with their willingness, enthusiasm and effort to effectively manage the Conference organisation.

Organising Committee

TABLE OF CONTENTS

"COMPARATIVE ASSESSMENT OF ENERGY SOURCES: THE DECADES PROJECT"
A.M. Khan, I.F. Vladu
International Atomic Energy Agency
AUSTRIA..... 1

"THE FUTURE OF NUCLEAR POWER PLANTS IN SLOVAKIA: NUCLEAR SAFETY TODAY AND TOMORROW"
Vladimir Grujbar
Slovenske elektrarne Bratislava
ESLOVAQUIA..... *

"NUCLEAR POWER - PRESENT AND FUTURE OPTION FOR ROMANIA"
S.N. Rapeanu *, I. Dobos *, Olivia Comsa **
* National Atomic Energy Agency
**Centre for Technological Engineering forNuclear Objectives
RUMANIA..... 2

"REDUCING OPERATING COSTS BY USING SLIGHTLY ENRICHED URANIUM (SEU) FUEL AT THE ATUCHA-I NUCLEAR STATION.ECONOMIC AND TECHNICAL ASPECTS AFTER 18 MONTHS OF THE IRRADIATION PROGRAM"
M. Higa *, R. Pérez*, J. Piñeyro *, J. Sidelnik*, J.A. Casario **,
L. Alvarez **, J. Fink *
* Nucleoeléctrica Argentina S.A.
** CNEA
ARGENTINA..... 3

"APOYO A CENTRALES NUCLEOELECTRICAS.PERFORMANCE, SEGURIDAD Y EXTENSION DE VIDA"
M.A. Blesa, M. Chocrón, S. Fabbri, R. Mizrahi, E.J. Savino, R.A. Versaci
CNEA, Centro Atómico Constituyentes - CAPCEN
ARGENTINA..... 11

"THE NUCLEAR POWER PROGRAMME OF BRAZIL"
Jair Albo Marques de Souza
NUCLEN
BRASIL..... *

"POLITICA ENERGETICA CHILENA: AMBITO ELECTRICO"
Germán Piderit Alvear
Comisión de Energía Nuclear
CHILE..... *

"PERSPECTIVAS DE LA NUCLEOELECTRICIDAD EN BOLIVIA"
Andrés Trepp, Javier Hanna
Instituto Boliviano de Ciencia y Tecnología Nuclear
BOLIVIA..... *

"ARCAL: UN MECANISMO PARA LA PROMOCION DE LA COOPERACION TECNICA ENTRE LOS PAISES LATINOAMERICANOS Y CARIBEÑOS EN EL CAMPO DEL USO DE LA ENERGIA NUCLEAR"
Jorge Morales Pedraza
IAEA, Sección América Latina
AUSTRIA..... *

"TECNOLOGIAS PARA CONTROL DE TRITIO EN REACTORES DE FISION MODERADOS CON AGUA PESADA"
Lucía B. Ramilo, Susana M. G. de Soler
CNEA, Centro Atómico Constituyentes, UA-Reactores y Centrales Nucleares
ARGENTINA..... **16**

"SEPARACION DE TRITIO DE AGUA PESADA POR DESTILACION AL VACIO"
Marcela I. Vidal, Claudio A. Cabrera
CNEA, Centro Atómico Constituyentes, UA-Reactores y Centrales Nucleares
ARGENTINA..... **25**

"TECNOLOGIAS PARA INMOVILIZACION Y DISPOSICION DE TRITIO"
Norberto C. Coppari
CNEA, Centro Atómico Constituyentes, UA-Reactores y Centrales Nucleares
ARGENTINA..... **33**

"CONVALIDACION DEL CODIGO DELFIN POR MEDIO DE LAS EXPERIENCIAS DE POTENCIA CERO DE LA CNA I"
Carlos Grant
CNEA, Centro Atómico Constituyentes, UA-Reactores y Centrales Nucleares
ARGENTINA..... **41**

"EFFECT OF THE PORE SIZE DISTRIBUTION ON THE SEPARATION FACTOR OF MEMBRANES USED AS BARRIES FOR ISOTOPIC SEPARATION BY GASEOUS DIFFUSION".
Daniel A. Serrano *, Horacio S. Wio **
* CNEA Centro Atómico Bariloche
** Instituto Balseiro (UNCuyo)
ARGENTINA..... **49**

"COMPARACION ENTRE UN MODELO DE DIFERENCIAS FINITAS (PUMA) Y UNO DE ELEMENTOS FINITOS (DELFIN) PÀRA LA SIMULACION DEL REACTOR DE LA CNA-1"
Carlos Grant
CNEA, Centro Atómico Constituyentes, UA-Reactores y Centrales Nucleares
ARGENTINA..... **57**

"ESTUDIO DE BARRAS COMBUSTIBLES DE SECCION ELEPTICA II"
H. Taboada, A. Marajofsky
CNEA, Centro Atómico Constituyentes, Combustibles Nucleares
ARGENTINA..... **64**

"SIMULACION DE LA EVOLUCION DE LA CNE EN EL CASO HIPOTETICO DE LA APERTURA ESPURIA DE UNA VALVULA DE ALIVIO LIQUIDO CON DISPARO DEL REACTOR"
Gustavo Bedrossian, Sara Gersberg
CNEA, Centro Atómico Constituyentes, UA-Reactores y Centrales Nucleares
ARGENTINA..... **72**

"TUBOS DE CALANDRIA"
J.C. Almagro *, O. Lanzos **, R. Volpi **
* .Nucleoeléctrica Argentina S.A.
** CNEA, PPFAE
ARGENTINA..... **80**

"IMPROVING THE COMPETITIVENESS OF CURRENT NPPS THROUGH MORE COST-EFFECTIVE MAINTENANCE PROGRAMMES"
Boris Gueorguiev, Thomas Mazour
Nuclar Power Engineering Section, Department ofNuclear Energy,
International Atomic Energy Agency
AUSTRIA..... **81**

"IS THE VVER 400-230 OPERABLE?. OPERATIONAL RESULTS, GOALS AND MEANS OF V-1 BOHUNICERE CONSTRUCTION"
Tibor Mikus
NPP Bohunice, NPP Jaslovke Bohunice
ESLOVAQUIA..... *

"COST REDUCTION AND STANDARDS DESIGNS ON INTEGRATED PWR TECHNOLOGY"
Pablo Carlos Florido, Pablo Rubiolo
CNEA, Centro Atómico Bariloche
ARGENTINA..... **82**

"LA GENERACION NUCLEAR EN COMPETENCIA CON OTRAS FUENTES PARA GENERACION ELECTRICA DE BASE"
C. Rey, C. Notari
CNEA, Centro Atómico Constituyentes, RA-Reactores y Centrales Nucleares
ARGENTINA..... **88**

"EL ROL PREVISIBLE DELA ENERGIA NUCLEAR EN EL SECTOR ELECTRICO URUGUAYO"
Pedro Antmann
Ministerio de Industria, Energía y Minería
URUGUAY..... *

"RESEÑA SOBRE EL PANORAMA NUCLEAR ITALIANO"
Carlos Calle
ENEA
ITALIA..... *

"ALTERNATIVES FOR IGNALINA NUCLEAR POWER PLANT CAN WE AFFORD TO LIVE WITHOUT NUCLEAR POWER?"
Vytautas Bieliauskas, Dainius Janenas
Nuclear Energy Division, Energy Agency
REPUBLICA DE LITUANIA..... **97**

"LA NUCLEOENERGETICA: UNA OPCION PARA EL DESARROLLO EN CUBA"
Manuel Fernández Rondón, Daniel Codorniu
Ministerio de Tecnología y Medio Ambiente - Agencia de Energía Nuclear
REPUBLICA DE CUBA..... *

"LAS PERSPECTIVAS DE LA ENERGIA NUCLEAR EN EL SISTEMA ELECTRICO PARAGUAYO"
Victorio Oxila Dávalos
Comisión Nacional de Energía Atómica
PARAGUAY..... *

"PROGRAMA DEL SISTEMA DE LA CALIDAD DE CNEA"
M.M. Mazzini, N. Rona, L. Tosi, T. Palacios
CNEA
ARGENTINA..... **101**

"MEJORA CONTINUA DE LA SEGURIDAD EN LAS CENTRALES NUCLEARES"
R. Touzet
ENREN
ARGENTINA..... **106**

"IRRADIACION DE UN ELEMENTO COMBUSTIBLE PROTOTIPO DE SILICIURO DE URANIO EN EL REACTOR RA-3"
R. Calabrese, G. Estryk, C. Notari
CNEA, Centro Atómico Constituyentes, UA-Reactores y Centrales Nucleares
ARGENTINA..... **113**

"PRODUCCION DE PASTILLAS DE UO2 ENRIQUECIDO PARA LAS PRIMERAS 1000 BARRAS DE LA FACILIDAD CRITICA DEL RA-8"
L. Pérez, H. Taboada, A. Arnaldo, G. Thern, O.Beuter, J. Altamirano
A. Marajofsky
CNEA, Centro Atómico Constituyentes, Combustibles Nucleares
ARGENTINA..... **120**

"OBTENCION DE U3 O8 Y UO2 A PARTIR DE ADU PRECIPITADO CON APLICACION DE ULTRASONIDO"
L. Méndez de Leo, J.L. Ramela, O. Novara, A.Sasone, N. Boero
CNEA, Fabricación polvos de uranio
ARGENTINA..... **128**

"OBTENCION DE UO2 EX AUC PARTIENDO DE FLUORURO DE URANILO"
M. de la Fuente, A. González, S. González Scardaoni, L. Pérez,
A. Marajofsky
CNEA, Centro Atómico Constituyentes, Combustibles Nucleares
ARGENTINA..... **136**

"DESARROLLO DE UN SISTEMA PARA EL CONTROL AUTOMATICO DE PASTILLAS"
C. Lavagnino
CNEA, Centro Atómico Constituyentes, Combustibles Nucleares
ARGENTINA..... **140**

"ELABORACION DE PASTILLAS DE (U,Pu)O2 A PARTIR DE OXIDOS MIXTOS OBTENIDOS POR CO-CONVERSION DE SOLUCIONES NITRICAS DE URANIO Y PLUTONIO"
A. Avila, D. Marchi, J. Menghini, E. Orosco
CNEA, Centro Atómico Constituyentes,UA-Combustibles Nucleares
ARGENTINA..... **147**

"AVANCES EN EL ESTUDIO DE LAS CONDICIONES DE OBTENCION DE OXIDOS MIXTOS DE URANIO Y GADOLINIO A PARTIR DE CO-PRECIPITACION INVERSA DE SOLUCIONESNITRICAS"
D. Marchi, J. Menghini, V. Trimarco
CNEA, Centro Atómico Constituyentes,UA-Combustibles Nucleares
ARGENTINA..... **155**

"APLICACIONES DE NANOENCAPSULADOS RADIACTIVOS"
Enrique Pasqualini, Pablo Adelfang
CNEA, Centro Atómico Constituyentes, Dpto.Combustibles Nucleares
ARGENTINA..... **162**

"STUDIES ON NEUTRON NOISE DIAGNOSTICS OF CONTROL ROD VIBRATIONS BY NEURAL NETWORKS"
Graciela Roston, Robert Kozma, Masaharu Kitamura, I. Pászit
Tohoku University, Department of Quantum
Science and Energy Engineering
JAPON..... **163**

"ADVANCED CERAMIC CLADDING FOR A NEW GENERATION OF HIGH-TEMPERATURE RESISTANT NUCLEAR FUEL ELEMENTS"
Horacio Elio Nassini
CNEA, Centro Atómico Bariloche, Departamento de
Ingeniería Nuclear
ARGENTINA..... **168**

"MAKING NPPS MORE COST-COMPETITIVE THROUGH IMPROVING THEIR OPERABILITY AND MAINTAINABILITY"
Boris Gueorguiev, Thomas Mazour
Nuclear Power Engineering Section, Department ofNuclear Energy
International Atomic Energy Agency
AUSTRIA..... **176**

"THE CAREM REACTOR: BRIDGING THE GAP TO NUCLEAR POWER GENERATION"
J.P. Ordóñez, P. Abbate, J. Lolich
INVAP S.E.
ARGENTINA..... **181**

"SMALL AND MEDIUM CANDU REACTORS AND THEIR ROLE IN ENHANCING THE COMPETITIVENESS OF NUCLEAR POWER IN DEVELOPING COUNTRIES"
M. Rabie Ali, T.W. Kerlin, B.R. Upadhyaya
N.E. Dept., University of Tennessee
U.S.A..... *

"COMPETITIVENESS OF INTEGRATED PWR TECHNOLOGY IN AN OPEN ELECTRIC MARKET FOR THE NEXT TWO DECADES"
Pablo C. Florido, Juan E. Bergallo
CNEA, Centro Atómico Bariloche
ARGENTINA..... **185**

"FUEL MODELLING AND ITS ECONOMICAL COMPETITIVENESS"
Armando Carlos Marino *, Eduardo J. Savino **
* CNEA, Centro Atómico Bariloche
** CNEA, Centro Atómico Constituyentes
ARGENTINA..... **195**

"TRENDS TO RECOVER THE COMPETITIVENESS FOR THE NUCLEAR INDUSTRY"
Juan Esteban Bergallo
CNEA, Centro Atómico Bariloche
ARGENTINA..... **206**

"PROYECCION DE LA DEMANDA ELECTRICA PARA EL PERIODO 1993-2013 EN DISTINTOS ESCENARIOS SOCIO-ECONOMICOS"
M. Goñi
CNEA, Centro Atómico Constituyentes, UA-Reactores y Centrales Nucleares
ARGENTINA..... **211**

"PANORAMA DE LOS RECURSOS URANIFEROS DE LA REPUBLICA ARGENTINA"
R.Solís, L. Lardone, P. Navarra, A. Valdiviezo, A. Benítez, R. Ferreira, J. Apesteguía, S. Gorustovich
CNEA - Unidad de Actividad Geológica
ARGENTINA..... **219**

"SON COMPETITIVAS LAS CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS?"
S. Solmesky
CNEA, Centro Atómico Constituyentes
ARGENTINA..... **232**

"FUTURO DE LA ENERGIA NUCLEAR EN LA ARGENTINA ?"
Bernardo Murmis
ARGENTINA..... **239**

"IMPLANTACION DE LA CULTURA DE SEGURIDAD EN LAS CENTRALES NUCLEARES"
R. Touzet
ENREN
ARGENTINA..... **246**

"UN APORTE A LA EXCELENCIA DE LAS CENTRALES NUCLEARES DE AVANZADA: SENTIDO COMUN"
Hugo Perl
CNEA
ARGENTINA..... **248**

"COSTOS DE IMPLEMENTACION Y COSTOS RUTINARIOS EN UN PLAN DE MANTENIMIENTO PREVENTIVO PARA REACTORES"
Néstor Rico
CNEA, Centro Atómico Bariloche
ARGENTINA..... **249**

"LINEAMIENTOS BASICOS PARA EL FUNCIONAMIENTO DE LOS GRUPOS DE MEJORA EN EL CAE"
M. González, N. Rona, L. Tosi, M. Carballido, M.Sabio, L. De Lío, L. Del'Occhio, I.M. Cohen, J.C.Furnari, M. Cabrejas, M. Gamba, S. Resnizky, T. Ramallo
CNEA
ARGENTINA..... **250**

"CAMINOS HACIA LA CALIDAD TOTAL EN LA FORMACION DE LOS RECURSOS HUMANOS EN EMPRESAS EN PROCESOS DE CAMBIO"
Ricardo O. Valiño
Nucleoeléctrica Argentina S.A.
ARGENTINA..... **256**

"WIN: LA MUJER, LA OPINION PUBLICA Y LA SEGURIDAD"
Rosa Bergoc, Elida Bustos, Zunilda Valenziano, Maela Viirsoo
ARGENTINA..... *

"SIGMA. NEW CONCEPT OF AN ADVANCED,NON-PROLIFERATING, SMALL AND MODULAR GASEOUS DIFFUSION ENRICHMENT TECHNOLOGY"
Pablo C. Florido, Daniel O. Brasnarof, Juan E.Bergallo, Darío Delmastro
CNEA, Centro Atómico Bariloche
ARGENTINA..... **267**

"SITUATION CONCERNING THE FINAL DISPOSAL OF RADIACTIVE WASTE IN GERMANY"
E. Birriun, J. P. Lempert, H. J. Engelmann
DBE
ALEMANIA..... **274**

"SISTEMA DE ASEGURAMIENTO DE LA CALIDAD APLICADO A LA GESTION DE RESIDUOS RADIACTIVOS"
T. Ramallo *, M. H. de Pahissa *, M.M. Mazzini **
* CNEA, Programa Gestión de Residuos Radiactivos
** CNEA, Unidad de Gestión de la Calidad
ARGENTINA..... **279**

"DEMOSTRATIVE FACILITY FOR THE VITRIFICATION OF NUCLEAR WASTES. CONCEPTUAL ENGINEERING AND PRELIMINARY COST ANALYSIS"
Diego Russo, Carlos Amaya, Norma Messi, Horacio Agueda, Mario Sterba
CNEA, Centro Atómico Bariloche
ARGENTINA..... **288**

"GESTION DE RESIDUOS RADIACTIVOS DE BAJA Y MEDIA ACTIVIDAD DE ESPAÑA: LAS INSTALACIONES DE EL CABRIL"
M. Grávalos, P. Zuloaga
ENRESA
ESPAÑA..... **296**

"TRATAMIENTO DE LOS RESIDUOS DE ALTA ACTIVIDAD EN EL CENTRO ATOMICO DE SALUGGIA (UN CASO PARTICULAR)"
Carlos Calle
ENEA
ITALIA..... *

"PROYECTO DE COMPACTADO Y REUBICACION DE LOS ELEMENTOS COMBUSTIBLES QUEMADOS DEL REACTOR RA 3 EN EL DEPOSITO DE COMBUSTIBLES MTR DEL CENTRO ATOMICO EZEIZA"
A. Di Marco, E. J. Guillaume, G. Ruggirello, A.Zawerucha
CNEA, Centro Atómico Constituyentes - Tecnología del Combustible Nuclear
ARGENTINA..... **306**

"HLW REPOSITORY COST SAVING OWING TO SIZE REDUCTION FROM ONCE-THROUGH TO CLOSED FUEL CYCLES WITH PHWR"
Arturo Bevilacqua
CNEA, Centro Atómico Bariloche
ARGENTINA..... **314**

"LA COMUNICACION, ELEMENTO VITAL EN LA GESTION DE RESIDUOS RADIACTIVOS. CASO ESPAÑOL"
J. Lang-Lenton
ENRESA
ESPAÑA..... **315**

"LA OPINION PUBLICA Y LA ACTIVIDAD NUCLEAR"
S. Rapoport
Editorial Nueva Ciencia, Revista Argentina Nuclear
ARGENTINA..... **316**

*** REQUEST AT SECRETARY DESK**

AR9700021

Conference on Competitiveness of Nuclear Power
in the Next Two Decades
Argentina, 18 - 21 November 1996

Comparative Assessment of Energy Sources: The DECADES Project

A.M. Khan and I.F. Vladu
International Atomic Energy Agency
Vienna, Austria

ABSTRACT

Adequate availability of energy services at affordable costs to support economic and social development in an environmentally congenial manner is an essential element of sustainable development. The fact that all fuel chains for electricity generation involve some health risks and lead to some environmental impacts, and that many countries have the need to define sustainable energy programmes for the coming decades, have aroused a growing interest in the application of improved data, tools and techniques for comparative assessment of different electricity systems, in particular with regard to their economic, environmental and human health aspects.

The DECADES Project

The inter-agency joint project on data bases and methodologies for comparative assessment of different energy sources for electricity generation (DECADES) was established in 1992, with the objective of enhancing capabilities for incorporating health and environmental issues in the comparative assessment of different electricity generation chains and strategies in the process of planning and decision making for the electricity sector. This project is carried out jointly by the IAEA and a number of international organizations (EC, ESCAP, IIASA, OECD/NEA, OPEC, UNIDO, WMO and the World Bank). The paper describes the DECADES project, and highlights the accomplishments that have been made to date.

Results from Comparative Assessment Studies

Economic aspects. On the basis of actual operating experience, nuclear power has proven to be economically competitive with other base load generation options. While coal and/or gas fired power plants may be attractive in countries having access to cheap supply of these fuels, their competitiveness might become questionable in the context of more stringent environmental protection regulations and standards requiring the implementation of pollution control devices and limitations to greenhouse gas emissions. Most renewable energy sources offer interesting prospects for environmentally friendly electricity generation systems. However, the potential role of renewable energy sources, other than conventional hydro power, for large scale electricity generation, is limited by physical constraints and, moreover, they are unlikely to be economically competitive with fossil fuels and nuclear power in the short and medium term.

Environmental aspects/external costs. The paper describes the full energy chain concept and illustrates its implementation for assessing and comparing emissions, wastes and other environmental burdens from different energy sources. It is pointed out that the very low levels of radioactive emissions from routine operation of nuclear energy facilities are generally considered to be harmless for human health and the environment, and that public exposure due to these emissions are far below those from the natural background. In the case of nuclear power, the costs for ensuring safety, and for radioactive waste management and decommissioning of facilities, are explicitly included in the price of electricity generated by nuclear power. Therefore, the "external costs" of nuclear power are already largely "internalized", to a greater extent than for other energy sources. Analysis of historical statistical data for countries where large nuclear power programmes have been implemented shows that nuclear power can, and already does, have an important role in reducing carbon dioxide and other atmospheric emissions.

AR9700022

NUCLEAR POWER - PRESENT AND FUTURE OPTION FOR ROMANIA

S.N. RAPEANU, I. DOBOS
National Agency for Atomic Energy, Bucharest, Romania
OLIVIA COMSA
Center of Technology and Engineering for Nuclear Projects, Bucharest, Romania

Abstract

Romanian option for nuclear power expressed in '80 was based on evaluation of electricity demand and supply, and domestically primary energy resources assurance.

To assure energy independence and cover electricity demand a nuclear power program was developed based on CANDU-PHW reactors.

Independence of foreign suppliers, the need of diversifying the energy resources and modernisation of national industry have been the major factors in introduction of CANDU-PHW reactors.

The objectives of Nuclear Power Program refer mainly to the completion of Cernavoda NPP and to the development of nuclear fuel cycle activities and horizontal industry Cernavoda NPP, with a final profile of 5x700 Mwe, is the first objective of nuclear power program.

Unit 1 of Cernavoda NPP was commissioned in April 1996, and will be in commercial operation until the end of this year.

Romanian Nuclear Power Program envisages a large national participation in all stages of NPP design, construction, commissioning, operation, maintenance as well as nuclear fuel, heavy water, equipment and materials supply.

A great support is also assured for engineering, research and development activities.

The decision to continue the nuclear power program has an important support in successful commissioning of Cernavoda NPP Unit 1.

Nuclear power is the future option of Romania. At present nuclear power represents 8% in electricity production and the completion of Cernavoda NPP will represent over 30% in electricity production.

The estimated nuclear electricity is at the same level with conventional energy costs, taking into account the environmental conditions.

Lessons learned until present will lead Romanian Authorities to improve future development of nuclear power program.

REDUCING OPERATING COSTS BY USING SLIGHTLY ENRICHED URANIUM (SEU) FUEL AT THE ATUCHA-I NUCLEAR STATION. ECONOMIC AND TECHNICAL ASPECTS AFTER 18 MONTHS OF THE IRRADIATION PROGRAM

M.Higa, R.Pérez, J. Piñeyro, J.Sidelnik, J.A.Casario(*), L.Alvarez(*), J.Fink

Nucleoeléctrica Argentina S.A. Arribeños 3619. (1429) Buenos Aires. Argentina.

(*) Comisión Nacional de Energía Atómica. Av Libertador 8250.
(1429) Buenos Aires. Argentina.

1. INTRODUCTION

Atucha I is a 357 Mwe (gross) nuclear station, pressure vessel type designed by Siemens (Germany), moderated and cooled with heavy water, located 120 km NW of Buenos Aires. Fuel assemblies (FA) are 36 active natural UO_2 rod vertical clusters, 5.3 meters long and fuelling is on power. Average FA exit burnup was originally ≈5.9 MWd/kg U and maximum rod burnup (m.r.b) ≈ 8.4 MWd/kgU. With the objective of reducing the fuel costs about 25 %) a program of utilization of slightly enriched uranium (SEU) (0.85 w% U235) fuel was started at the beginning of 1995 with the gradual introduction of 24 FA up to the end of July 1996. Fourteen of them were taken out of the reactor after completing satisfactorily their irradiation period with an average exit burnup of ≈ 10 MWd/kgU.

It is planned to increase gradually the number of them up to having a full core with SEU fuel, with an expected FA average exit burnup of 11 Mwd/kgU (m.r.b ≈14 MWd/kgU). The SEU program has also additional advantages of a strong reduction (almost one half) of spent fuel volumes, and a moderate reduction of fuelling machine use. This paper presents the operation experience in the first 18 months of the irradiation program and the planned activities for the future.

2. BRIEF DESCRIPTION OF THE ATUCHA-I REACTOR

The Atucha I reactor has a gross electrical power of 357 MWe and a thermal power of 1179 MWth. The reactor core has 252 coolant channels which contain the FA and separate the coolant from the moderator. The average coolant temperature is 280°C and the average moderator temperature is 190°C. A section of the core can be seen in fig.1.

Power regulation is made through six absorber rods, three made of hafnium, usually called black, and three made of steel, called gray. They normally have an insertion corresponding to an excess reactivity of 6.5 mk in normal operation. Additional 21 hafnium rods are used for shutdown purposes. Power measurements for the regulation are obtained with four out of core compensated ion-chambers.

The fuel movement scheme for natural uranium fuel is radial, and the core is divided in three approximately concentric annular regions. The fresh fuel is introduced in the intermediate zone, left there until it reaches 2.7 MWd/kgU, later transferred to the central zone until it reaches 5.1 MWd/kgU, then moved to the outer zone, from which it is taken out at 5.9 MWd/kgU. In some cases the fuel is moved through four positions instead of three to reduce power ramps.

The coolant flow in the fuel channels is reduced from the center to the periphery of the core according to the channel powers, in such a way as to have approximately constant outlet channel temperatures. The temperature increase in the channels at full power is about 35 °C. No coolant boiling is allowed at the channel outlets. To obtain that there are 8 "hydraulic regions" with different nozzles, numbered 1 to 8, from the periphery to the center. To keep an adequate margin to outlet boiling, channel power limits are defined for each hydraulic region. The reactor has outlet temperature measurements in 28 channels, and 41 in-core vanadium flux detectors give indications of local flux to the operators.

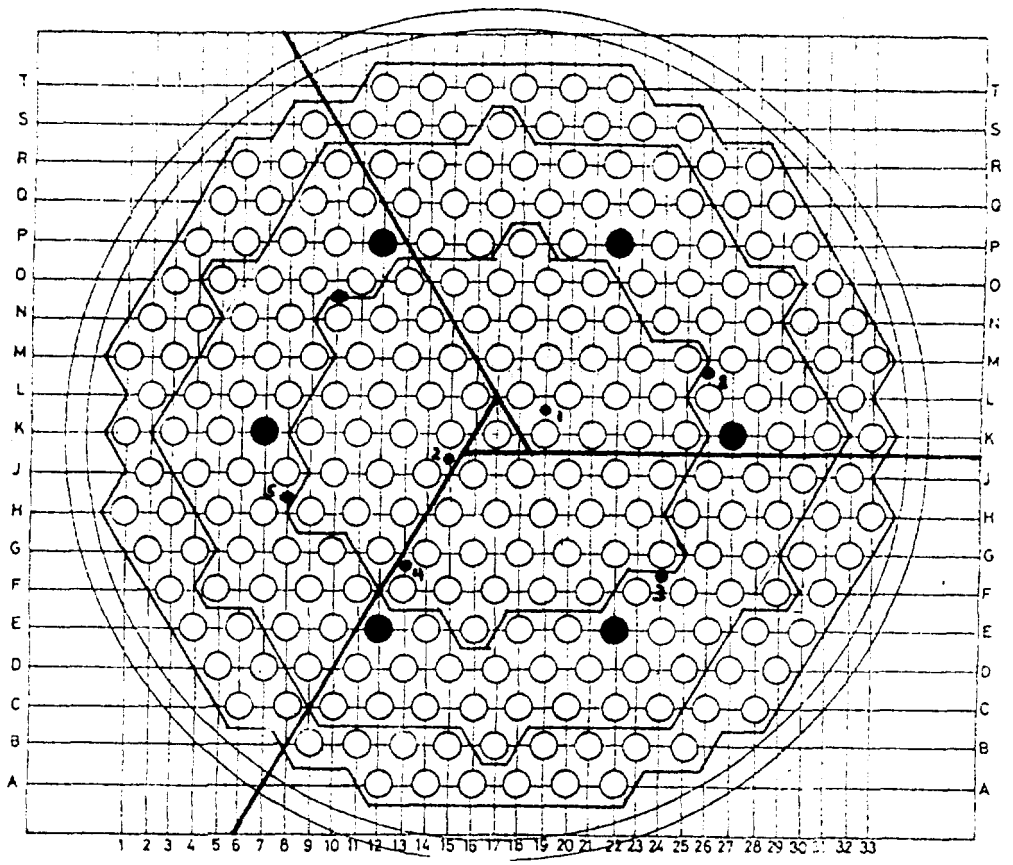


Fig. 1: Section of the Atucha-I core indicating refuelling zones and fuel channels selected for the introduction of fresh SEU fuel in Phase 1 of the irradiation program

● Flux detector assemblies

3. PROGRAM OF INTRODUCTION OF SEU FUEL

A program of introduction of SEU FA was prepared, increasing gradually the fraction of the core with SEU fuel up to having a full core with this type of fuel.

Phase 1 consists in the introduction of SEU F.A. not exceeding twelve at any time in the core. It began in January 1995 and is expected to last until the second half of 1996. From then, in Phase 2 the number of SEU FA in the core will gradually be increased up to sixty and it is expected to cover until

around the end of 1997. In Phase 3 the number of SEU FA in the core will be gradually increased from sixty to a full core. This period is expected to last for about three years.

During Phase 1, the fresh SEU FA were introduced in six predetermined channels (shown in fig.1) selected because they have the following convenient features: A larger margin to the channel power limits which is important to accomodate the higher power increase when introducing fresh SEU fuel. The channel power is relatively high, which reduces the irradiation time, until the FA is transferred to another position. They have outlet channel temperature measurements and five out of the six have in-core detectors in the vicinity. This allows taking measurements of outlet temperatures and in-core detectors to compare with calculations.

The main objectives of the Phase 1 of the irradiation program are:

a)To verify the performance of the SEU fuel in the core with exit burnups close to the values expected for the equilibrium full SEU core. In particular, to verify the behaviour in power ramps arising in refuelling operations, reactor power increases, and startups from low power.
b)To verify predictions of neutronic calculations like reactivity gain, channel power increase and detector flux increase when introducing SEU fresh FA.
c)To test operating procedures developed for SEU fuel.

4. ECONOMIC ASPECTS

It is well known that in heavy water reactors, initially designed for natural uranium fuel, a slight increase in enrichment from 0.711 w% U235 to values from 0.85 to 1.2 % has a strong improvement in fuel exit burnup and fuel economy. These advantages have already been reported for Siemens pressure vessel type and CANDU type heavy water reactors (see for example refs. 1 and 2).

In Argentina the Atucha-I fuel is manufactured by CONUAR, an Argentine Company and because of the type of design, assembly, dimensions and small scale its fabrication cost is high compared with other reactors of natural uranium and heavy water. For that reason any improvement in the extension of the life of the fuel in the reactor has an important economic impact in the unit energy cost.

Basically the advantages of using SEU fuel are reflected in four areas:

4.1 Reduction in the uranium mineral consumption

Considering an average load factor of 0.85 the number of F.A. consumed per year when natural uranium fuel is used is 406. The uranium mass per FA is 153.4 kg which implies a consumption of ≈63.5 Mg of U in UO2 (or 64.8 Mg of U in U3O8). For the condition of an equilibrium full SEU core, under the same assumptions, the annual fuel requirements are reduced to 216.8 FA, corresponding to 33.9 Mg of SEU 0.85. For the SEU F.A.manufactured in 1995 the 0.85 % enriched UO2 was obtained by mixing 1.75 Mg of U in 3.4% enriched UO2 (bought in the international market), with 32.2 Mg of U in natural UO2 produced in Argentina. This implies a 49% savings in the natural UO2, and U3O8 consumption (considering the purchasing of the 1.75 Mg of the 3.4 % enriched UO2).

4.2 Reduction in the Unit Energy Cost

With natural uranium fuel, the component of the unit energy cost due to fuel (front end fuel cycle cost) was about 8.9 U$S/MWh. The reduction of the number of FA required per year, implies a corresponding decrease in yearly fuel expenses. This reduction is not linear with the reduction of the number of FA mainly because of two reasons: i) The SEU UO_2 has a higher cost per unit mass than natural UO_2). ii) The fixed costs of the fuel manufacturing plant affect the manufacturing costs per FA when changing the production scale. Considering these factors the front end fuel cycle cost when the full SEU equilibrium core is reached is estimated at 6.6 U$S/MWh, a reduction of about 25 %

4.3 Reduction in the Spent Fuel Volume

The reduction in the consumption of FA implies a decrease in the irradiated fuel volume of about 45 %. Although detailed calculations of final spent fuel storage costs have not been done, if values of 100 U$S/kg U given for CANDU fuel in [3], are used as a lower bound, we obtain estimated minimum annual savings of about 2.8 MU$S for this concept.

5. FUEL MANAGEMENT AND SAFETY STUDIES

5.1 Reactor Physics and Fuel Management Studies for Phase 1 and 2

In Phase 1 (up to 12 SEU FA in the core) the situation can be considered as a relatively small perturbation of the natural uranium core, except for the larger channel powers in the six channels where the fresh SEU FA are introduced.

The reactor physics studies were done with the British lattice code WIMS-D4 [4], and the 3D reactor code PUMA [5], developed in Argentina, and presently used for the fuel management calculations of the Atucha-I and Embalse operating stations.

Basically the objective was to review and analyze the effect of the SEU fuel in stationary and transient operating conditions.

Fuel management studies were done in two steps. The first step was with "time-average" type calculations for a given fuel movement strategy. which give the burnups at which the fuel is moved from one region to another and the exit burnup and also provides time averages of the flux and power distributions. It does not give fluctuations due to refuelling operations. These types of studies are later completed with detailed refuelling simulations for 6-12 months which permitted to make final adjustments.

Before the beginning of Phase 1, a six month detailed simulation was made to confirm the fuel strategy chosen. Time average studies for configurations with 12, 30, 60 and 252 FA (full core) have been completed. A detailed simulation of 1 f.p. year was done for the transition period from 12 to 60 SEU FA.

5.2 Safety Related Studies

To study the effect of the presence of the SEU fuel in parameters related to safety like void reactivity coefficients, fuel temperature reactivity coefficients and the effective delayed neutron fraction

β_{eff}, regulating and shutoff rod differential and total reactivity worth, calculations were done with WIMS and PUMA using representative fuel configurations for each Phase of the Program.

For the safety studies a complete revision of the Safety Report (SR) was prepared and sumbitted to the Argentine Licensing Authority. An internal independent revision group was established in the Project to review the SR and the technical reports associated to it. As the SR has a deterministic methodology, the stationary, transient, and accidental conditions of operation were analyzed considering the following differences and similarities between a reactor with only natural fuel and with 12 or 60 SEU FA.

a) The global core activity and the core or FA decay heat, immediately after a plant shutdown (calculated with ORIGEN [7]) for a core with 60 SEU FA is practically the same as in a natural uranium core or FA with the same power.

b) The reactivity coefficients, the kinetics parameters, and the shutdown rod effectiveness, for a representative core with 60 SEU show a very small, but in some cases unfavourable variation with respect to the natural uranium core.

Considering a) and b), the Safety Report Revision divides the postulated accidents in three categories:

- Events for which the fuel type modification will not alter the evolution of the plant. For these cases detailed studies were not done. It was shown that the behaviour of the plant would be similar to the natural uranium case. As an example this would apply to events such as loss of electricity, loss of main heat transport pumps and loss of cooling in the fuelling machine.

- Events in which the fuel type change has an effect on the evolution of the plant. Basically this includes the reactivity accidents, mainly the pressure assisted ejection of a control rod, and large loss of coolant events. These events were reanalized with detailed neutronic and thermohydraulic simulations.

- New postulated accidents that arise with the use of SEU fuel. In these category the erroneous introduction of a fresh SEU FA in one of the central channels and the possible risks of criticality were analyzed

6. OPERATING EXPERIENCE

6.1 General Aspects

The irradiation of SEU fuel at the plant started in January 1995, with the introduction of six SEU FA in the six preselected channels described before in the period from the 9th to the 31st. During each introduction, relevant operating data like control rod positions, inlet heat transport system temperatures, outlet heat transport temperatures at the six channels, in-core detectors, etc, were collected. Between May 22nd to June 26th, the first six FA were moved to the central region of the reactor, and another set of 6 fresh SEU FA was inserted. Between October 30th and December 5th, a third group of 6 fresh SEU FA was introduced, and the first group of six taken out of the reactor with an average exit burnup of about 10 MWd/kgU.

The first SEU fuel assemblies remained in the channel they entered the core until they reached an average burnup of 5.5 to 6 MWd/kgU, and were later moved to the central region, were they

remained until the average burnup reached ≈ 8.0 MWd/kgU From there they were transferred to the outer region until they reached 10 MWd/kgU

The core reactivity gain when introducing fresh SEU fuel was about 0.7 mk (compared with 0.35 mk for natural fuel), while the channel power increase was about 15 - 20 % (compared with a very small change for natural fuel).

6.2 Comparison between Calculations and Measurements of Relevant Parameters

The data was used for comparisons with neutronic calculations, similar to the ones used for design and fuel management using WIMS-D4 and PUMA. In particular, the relative increase in ΔT in the channels with the SEU fuelling was compared to the relative increase of the calculated channel power, and the increase in the vanadium detector readings close to the refuelled channels were compared with calculated values. The consistency of the calculated and measured reactivity change due to the SEU refuelling was done comparing the calculated core reactivity before and after the refuelling with the corresponding rod positions in each case, which should be the same.

The agreement was good and in most of the cases within the uncertainty of the measurement errors.

6.3 Fuel Performance

The performance of the 18 SEU FA during the irradiation period was good, without any indication of failures.

After the first 6 SEU FA that completed their cycle were taken out of the core, examinations and measurements were performed showing no abnormalities and that the elongation of the fuel rods was within the expectations considering the larger fuel burnup.

6.4 Effects of the SEU Fuel on the Plant Fuel Consumption

During 1993 and 1994 the average fuel consumption with natural uranium fuel per full power day (fpd) was 1.307 and 1.310 FA/fpd. In 1995 the average fuel consumption was decreased to 1.215 FA/ fpd. In 1995, 18 SEU and 394 natural fuel assemblies were loaded, and 339 fpd were generated. In the first seven months of 1996 the consumption was similar, of 1.207 FA/fpd. In particular,the exit burnup of the natural uranium bundles showed an increase of about 4 %, due to the positive contribution to the core reactivity of the SEU FA, an effect that had been anticipated before.

6.5 Prevention of PCI Failures

The existing PCI prevention criteria were developed for natural uranium fuel and were based on approximate estimations of maximum core linear power based on the readings of in-core detectors. For SEU fuel new criteria were developed for fuel of higher burnup based on the verification of the final linear powers and change in linear powers for all the fuel assemblies in the core using data files with burnups and linear powers from the fuel management calculations. These revised criteria was

applied to power ramps arising during operation as a result of fuel movements, reactor power increases, and associated control rod movement and as a result of them the time to reach full power in a start up was increased from 28 to 35 hours. The overall experience with the new criteria seems good as no fuel failures were observed., although the number of irradiated SEU fuel assemblies is still low.

7. FUEL DESCRIPTION AND IMPROVEMENTS IN THE FUEL DESIGN

FA for Atucha-I consist of 36 fuel rods with natural UO_2 pellets and one supporting tube in the outer ring. Fuel rods are set in their positions by solid spacer grids. Bearing pads about 3 cm long welded to the fuel sheath provide interaction with the spacers. Sliding shoes welded to the spacers or mounted to the supporting tube provide the interaction with the fuel channels and keep the fuel assembly in the position. Some sliding shoes are elastic. Each fuel rod has a 5300 mm UO_2 pellet stack with isolated pellets at both ends. The fuel rod has also at the top of the pellet stack a gas plenum and a compression spring. Fuel rods are prepresurized to 18 bar.

Several changes have been introduced to the design of the fuel rod to use UO_2 pellet with SEU. The aim of these changes was to provide more space for gas release and to assure reliably interaction between spacers and bearing pads during the whole life of the fuel. Other changes, like modifications to the specification of the fuel sheath material, were directed to reduce the fuel rod susceptibility to PCI failures. A very thin coating of graphite over the internal surface of the fuel sheath will be introduced in the future with the same objective.The original material for the sliding shoes (Zircaloy) was replaced by INCONEL 718 to compensate the higher relaxation produced by the increase of the fuel life into the reactor.

8. CONCLUSIONS

In January 1995, a program to irradiate SEU fuel in the Atucha 1 nuclear station was started. During 1995 three sets of 6 SEU FA were introduced in the reactor and another set of three was introduced in the first half of 1996. The first set was taken out after approximately 9 months with an average exit burnup close to 10 MWd/kgU, at the time the third set was introduced. The operating experience during this period was good, mainly reflected in the following aspects:

a) The operation of the plant showed no abnormalities attributable to the use of SEU fuel. The fuel consumption showed in the first Phase of the Program (up to 12 SEU FA) a decrease from 1.307 FA/fpd in 1994 to 1.215 FA/fpd in 1995, and 1.207 in the first seven months of 1996, confirming the design predictions.

b) The performance of the SEU fuel and in particular the response to power ramps was good. PCI prevention criteria was updated to adapt it to SEU fuel with higher burnup.

c) The comparison of calculated channel power variations, reactivity increases and detector reading changes with the introduction of fresh SEU fuel with measured values showed good agreement.

d) Design improvements are being implemented to improve the fuel behaviour, particularly in power ramps.

9. REFERENCES

[1] FRISCHENGRUBER K., DUSCH F , Development Potential of Power Reactor Types and Fuel Cycles in KWU type PHWR´s. Proceedings of a Technical Commitee Meeting and Workshop on Advanced Light and Heavy Water Reactor Technology. IAEA - TECDOC - 344. 1985.

[2] BOCZAR P.G. et al, Slightly Enriched Uranium in Canada. An Economic First Step towards Advanced Fuel Cycles. Proceedings of a Conference on Nuclear Power Performance and Safety. IAEA Vienna, September 18th to October 2nd 1987.

[3] Water Reactor Extended Burnup Study. IAEA Technical Report Series 343. IAEA Vienna, 1992.

[4] HALSALL, M.J. A Summary of WIMS-D/4 Input Options. AEEW-M1327 (1980).

[5] GRANT, C. PUMA, Sistema para la simulación del funcionamiento de reactores nucleares. (PUMA, System for the Simulation of the Operation of Nuclear Reactors), Internal Report CNEA-Re 163, 1980.

[6] BELL,J. ORIGEN - The ORNL Isotope Generation and Depletion Code. ORNL-4628, May 1973.

10. AKNOWLEDGEMENTS

The authors are grateful to R.Corcuera for the technical revision of the licensing and technical documentation, to C.Carloni and Y.Simkin for the assistance in Q.A. aspects of the Project, and to A.M.Lerner and to F.Bassarsky for collaboration with reactor physics calculations

APOYO A CENTRALES NUCLEOELECTRICAS PERFORMANCE, SEGURIDAD Y EXTENSION DE VIDA

M. Blesa*, M. Chocrón*, S. Fabbri*, R. Mizrahi*, E.J. Savino*, R.A. Versaci*

RESUMEN

A fin de optimizar el Apoyo a las Centrales Nucleares, la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) ha constituido en forma transversal a su estructura un Comité Técnico de Apoyo a Centrales (CAPCEN).
Este es el depositario en CNEA de los conocimientos asociados con los temas de comportamiento, seguridad y extensión de vida de las Centrales Nucleares.
Este Comité tiene responsabilidad en el mantenimiento del nivel técnico operativo en ciertas áreas, los contactos internacionales vinculados y la realización de investigaciones cientificas y técnicas. El planeamiento y la ejecución de las tareas en Centrales en operación, en temas seleccionados por su trascendencia, es conjunta con las Centrales de la Empresa Nucleoeléctrica Argentina S.A. (NASA). Esta conforma el Comité en los temas específicos, siendo la decisión y financiación de la ejecución de tareas conjuntas específicas en las Centrales responsabilidad de esta empresa.

1. INTRODUCCION

Actualmente se halla organizado en tres áreas técnicas principales:
- Canales Combustibles e Internos del Reactor.
- Intercambiadores de Calor.
- Recipientes de Presión y Cañerías.

De éstas, las dos primeras cubren aspectos vinculados a los Reactores CANDU y Atucha I y II, mientras que, en la actualidad, la última se concentra en Atucha I y II, y en las cañerias del primario del Reactor CANDU. Se contempla extender el área de influencia a los reactores de baja potencia (CAREM) y otras Centrales.

2. ACTIVIDADES REALIZADAS

Previo a la reorganización nuclear Argentina, realizada en 1994, separando las actividades de CNEA de Investigación y Desarrollo de aquéllas de NASA de producción nucleoeléctrica, la colaboración entre los sectores de Investigación y Desarrollo (IyD) y Centrales Nucleares (CN) en problemas críticos en la operación y mantenimiento predictivo-correctivo de reactores de potencia en operación fue intensa. Esta actividad en tareas vinculadas a los "Internos del Reactor" y "Recipientes de Presión y Grandes Componentes" estaba organizada en dos subprogramas de esa denominación. Estos resultan antecesores directos del Comité Técnico. En este esquema de trabajo conjunto entre IyD yCN, CNEA realizó un conjunto de actividades entre estas:

* **Comité de Apoyo a Centrales (CAPCEN). Centro Atómico Constituyentes. CNEA.**

2.1 Central Nuclear Atucha I

- Tareas vinculadas con la reparación de la Central Nuclear Atucha I (CNA-I) (1988-89).
- Estudios y discusión con proveedor sobre modificación de canales de refrigeración .
- Participación en limpieza por water lancing de los generadores de vapor .
- Generación y transporte de productos de corrosión en el sistema secundario .
- Elevación de temperatura de los colectores de entrada al reactor. Evaluación del fouling del sistema primario de transporte de calor.
- Oscilaciones del nivel del generador de vapor.
- Generación de ondas de densidad.
- Elaboración de procedimientos de ensayos no destructivos.
- Evaluación teórico-experimental de vibraciones y desgaste en intercambiadores de calor.
- Discusión y ejecución del programa de vigilancia del RPV:
  - Análisis de los resultados del SET1 (Primer conjunto de probetas).
  - Montaje de la instalaciones y realización de los ensayos e interpretación de los resultados del SET 2.
  - Preparación del SET 3.
  - Instrumentación de la dosimetria ex-vessel.

2.2 Central Nuclear Embalse

- Mediciones de propiedades de los materiales de los tubos de presión de la Central Nuclear Embalse (CNE).
- Toma de decisiones vinculadas a acciones correctivas en la CNE (primeras campañas de reposicionado de anillos separadores).
- Desarrollo de instrumental necesario para la actividad de reposicionado.
- Toma de decisiones y responsabilidad sobre la inspección en servicio de los tubos de presión (1989).
- Generación y transporte de productos de corrosión en el sistema secundario de Embalse.
- Inspección pre y post-servicio de los generadores de vapor de Embalse por técnicas no destructivas.
- Elaboración de procedimientos de ensayos no destructivos.
- Evaluación teórico-experimental de vibraciones y desgaste en intercambiadores de calor en Embalse.

2.3 Central Nuclear Atucha II

- Estudios y discusión con proveedor sobre modificación de canales de refrigeración de la Central Nuclear Atucha II (CNA-II).
- Seguimiento de la fabricación del recipiente de presión.
- Discusión del programa de vigilancia.

2.4 Estudios generales para las Centrales Nucleares

- Estudios metalúrgicos y medición de propiedades de aleaciones de Circonio (Zr-2,5%Nb y Zircaloy-4), en material irradiado y no irradiado.
- Desarrollo de conocimientos sobre el comportamiento de aleaciones de Circonio.
- Modelos de crecimiento de campos de radiación en intercambiadores de calor.
- Medición del título de vapor en el sistema primario de transporte de calor.
- Metodología para la medición precisa de la potencia térmica generada por el reactor.
- Evaluación de las inspecciones periódicas de los tubos de los generadores de vapor.
- Análisis de fallas y selección de materiales desde el punto de vista de la corrosión de los componentes.

3. ACTIVIDADES EN CURSO Y PROPUESTAS

3.1 Actividades Generales

- Asistencia técnica mediante códigos de cálculo en el reposicionado de anillos separadores en CNE.
- Trabajo de inspección de tubos de presión de CNE pre y post- reposicionado.
- Evaluación fractomecánica de defectos.
- Medición de propiedades mecánicas de materiales de canales de refrigeración hidrurados y oxidados.
- Desarrollo de la ingeniería conceptual de procesamiento de canales de refrigeración irradiados.
- Análisis de los cambios dimensionales de los canales de refrigeración de la CNA- I durante la vida del reactor.
- Programa de inspección y evaluación en celdas calientes de muestras de tubos de presión reemplazados en la CNE.
- Actualización del código MACACO utilizado para el cálculo de la deformación en servicio de canales combustibles en el reposicionado de anillos separadores en la CNE.
- Fractomecánica y fisuración diferida por hidruros (DHC) de tubos de presión irradiados y sin irradiar.
- Seguimiento de la corrosión a largo plazo de los materiales estructurales.
- Seguimiento de la química del secundario de CNE.
- Medición de vibraciones en intercambiadores de calor.
- Ensayos no destructivos en generadores de vapor y otros intercambiadores.
- Desarrollo de una base de datos de limpieza química y descontaminación.
- Limpieza química y descontaminación de intercambiadores de calor y componentes menores de diversos circuitos.
- Análisis de los factores que contribuyen al incremento de la temperatura en los reactores "inlet headers" en los CANDU 600.
- Transporte de actividad en CANDUs.
- Corrosión de los "outlet headers" en CANDUs avanzados.
- Distribución de velocidades de flujo en torno de los orificios de purga y de placa tubo.
- Participación en la limpieza química del lado secundario del generador de vapor de la CNA-I.
- Revisión de la química de los sistemas primario y secundario del reactor innovativo CAREM.

- Revisión de la química del agua del circuito secundario de la CNA-I en función del reemplazo de los tubos de aleación base cobre del condensador.
- Protección electroquímica de los condensadores contra la corrosión.
- Cálculos de transitorios y su evaluación fractomecánica.
- Ensayos en celdas calientes del SET 3.
- Implementación de los SET 4 y SET 5.
- Reconstrucción en celdas calientes de probetas del SET 2.
- Caracterización de materiales sin irradiar.
- Utilizar la experiencia existente para el diseño y realización de programas de vigilancia para el reactor CAREM.
- Ofrecer la experiencia adquirida en dosimetria ex-vessel para ser utilizada en otros reactores en la región.

3.2 Actvidades Especificas

Como actividades especificas de cada una de las tres áreas en que se halla organizado el Comité Técnico podemos citar los siguientes ejemplos:

3.2.1 - Comportamiento de un Canal de Refrigeración de la CNA-I.

Se evaluó el comportamiento bajo irradiacion de un Canal de Refrigeración de la CNA - I suponiendo que se produce su atascamiento en el alojamiento del tanque del moderador durante la operación normal del reactor. Se utilizaron ecuaciones actualizadas de crecimiento y creep, y se calcularon las tensiones axiales en función del tiempo a que queda sometido el Canal de Refrigeración.

3.2.2 - Trabajos en el Generador de Vapor de la C.N.E.

Durante la parada programada de la C.N.E. (1994) fue extraído un tramo de un tubo del Generador de Vapor N° 2, rama caliente, que incluye desde la placa tubo, pasa por la zona de barros y alcanza a la segunda placa soporte. El material base, Incolloy 800, ha estado expuesto a condiciones hidrotérmicas durante 7 EFPY a una temperatura de 309 °C del lado interno y 256 °C del lado externo aproximadamente.
Distintas secciones de éste tubo han sido empleadas para caracterizar los óxidos crecidos y/o depositados tanto del lado primario como del lado secundario en cuanto a morfología, composición, y espesores.
Por otra parte, dado que los depósitos contribuyen a degradar la eficiencia del equipo, se ha medido la contribución relativa de las sucesivas capas de óxido a la resistencia total a la transferencia de calor.
El estudio se encuentra en relación directa con el comportamiento químico de los circuitos primario y secundario de la central a lo largo de los años de operación siendo de particular importancia para decidir una eventual limpieza de los Generadores de Vapor.

3.2.3 - Integridad del Recipiente de Presión.

En este tema se ha participado activamente en los Proyectos Coordinados del Organismo Internacional de la Energía Atómica.
En la actualidad se forma parte del grupo de trabajo del Coordination Research Programme on Assuring the Structural Integrity of Reactor Pressure Vessels. El objetivo de este programa es desarrollar un procedimiento valido para el ensayo de resistencia a la fractura en pequeñas muestras aplicable a programas de vigilancia. En su primera parte Laboratorios de diferentes países ensayaran material provisto por OIEA. En una segunda parte cada país incluirá materiales de su interes como parte del programa.

AR9700023

TECNOLOGIAS PARA CONTROL DE TRITIO EN REACTORES DE FISION MODERADOS CON AGUA PESADA

Lucia Beatriz Ramilo (*), **Susana Marta Gómez de Soler** (*).

1.- ORIGEN Y DESCRIPCION DEL PROBLEMA:

En la operación de los reactores de fisión que utilizan como moderador-refrigerante agua pesada, se produce la generación de tritio debido a la captura de neutrones por parte de los atomos de deuterio del agua pesada. La presencia de cantidades significativas de tritio es un rasgo característico y único de los reactores de agua pesada

El tritio formado se encuentra bajo la forma de moléculas de DTO, ya que la reaccion de equilibrio siguiente se encuentra totalmente desplazada hacia la derecha, debido a la gran cantidad de deuterio presente en el medio

$$D_2O + T_2O \rightleftarrows 2\,DTO$$

El tritio a su vez, pasa por un estado de decaimiento beta (β) sin el acompañamiento de emision gamma (γ), con una vida media de 12,3 años

La concentracion de tritio deberia alcanzar un valor de equilibrio, cuando la velocidad de generacion resultare balanceada con la de decaimiento. Este valor estaria en el orden de 4-5 10^{-5} moles de DTO / mol D_2O (50-57 Ci/kg) (1, 2) para el circuito del moderador

En los reactores moderados y refrigerados con agua pesada la velocidad de generacion de tritio es directamente proporcional al flujo neutronico y al periodo de tiempo en que el agua pesada esta expuesta al mismo. En reactores tipo CANDU con el moderador y el refrigerante separados la formacion de tritio es sustancialmente mayor en el moderador que en el refrigerante, en razón de que el tiempo de residencia de este ultimo en el nucleo del reactor es considerablemente menor

En este tipo de reactores la producción anual total de tritio es del orden de 1,4 - 1,5 kCi/$MW_{(e)}$. En el refrigerante solamente se genera el 2,5-3,0 % de este total, no obstante esto, y debido a las mucho más altas temperatura y presión a las que opera respecto al moderador, las posibles perdidas de refrigerante contribuirian con el 50 % de la dosis debida al tritio (2). Se trata entonces de limitar la concentración de tritio en el refrigerante debajo de 2 Ci/kg

En la operacion de reactores de agua pesada, tipo CANDU, la dosis ocupacional debida al

(*)Sector Ingenieria y Documentación Técnica
Unidad de Actividades "Reactores y Centrales Nucleares"
Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) - Argentina

tritio se puede tipificar en rangos del 30-50 % de la dosis total (2).

En los reactores tipo Atucha I tanto el moderador como el refrigerante operan a temperaturas y presiones elevadas, existiendo además la posibilidad de intercambio de tritio entre ambos por difusión durante la operación normal de la central y por mezcla en las paradas.

La Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) limita la dosis para los trabajadores a un promedio, en cinco años, de 20 mSv por año (2).

La alta contribución del tritio a la dosis total ha incentivado, a los operadores y/o diseñadores de centrales nucleares moderadas con agua pesada, a efectuar desarrollos y optimizaciones en las tecnologías para control de tritio para reactores en operación así como para diseños avanzados.

En nuestro pais la Norma Básica de Seguridad Radiológica AR 10.1.1. del Ente Nacional Regulador Nuclear (ENREN) limita la dosis para los trabajadores al mismo valor promedio, considerando los cinco años consecutivos y no pudiendo excederse de 50 mSv en un único año.

2.- PROGRAMAS PROPUESTOS EN EL MUNDO PARA UN EFECTIVO CONTROL DE TRITIO:

Los programas propuestos en el mundo para lograr un efectivo control de tritio, a los efectos de reducir la dosis ocupacional y las posibles contaminaciones ambientales debido al mismo, apuntaron en general a los siguientes objetivos (3, 4, 5):

- Minimización de las posibles pérdidas de agua tritiada, así como la recuperación de las mismas en sus estados liquido y/o vapor.

- Minimización de los tiempos de exposición de los trabajadores en ambientes con posibilidades de contaminación con agua pesada tritiada.

- Desplazamiento de agua pesada altamente tritiada con agua pesada de bajo contenido de tritio.

- Destritiado del agua pesada del moderador y del sistema de transporte de calor.

Los dos primeros objetivos incluyeron mejoras en el control , detección y enmienda de los posibles puntos de escape en los sistemas de agua pesada. También a estos efectos se optimizaron los sistemas de recuperación de vapor y se impuso el uso de ropas y equipos de seguridad adecuados para protección contra la radiación en las zonas posibles de contaminación con agua pesada tritiada líquida o vapor, ya que en caso de exposición el tritio se incorpora al organismo por absorción, ingestión y/o inhalación.

El tercer objetivo, desplazamiento de agua pesada tritiada, retarda el alcance de la concentracion de tritio en el equilibrio limite (50-75 Ci/kg) pero no la reduce a valores óptimos y sólo atenua el problema original posponiendo por no mucho tiempo la necesidad de su remocion. Algunos reactores en los que se empleó solamente esta tecnica tienen concentraciones de tritio superiores a 30 Ci/kg en el moderador y a 2 Ci/kg en el refrigerante (1, 3, 6).

El último objetivo, detritiado del agua pesada, es el único que permitiria reducir y/o mantener, ya se trate de instalaciones en operación o a instalarse respectivamente, los niveles de tritio en tenores aceptablemente bajos, como por ejemplo del orden de 10 Ci/kg en el moderador y de 0,8 Ci/kg en el refrigerante (3, 7). Estos niveles de concentración de tritio traen aparejados una importante reduccion de dosis para los trabajadores y niveles de emision muy por debajo de los limites regulatorios. En instalaciones en operacion a su vez ésto se traduciria en una importante reducción de costos de mantenimiento del reactor y, en nuevas instalaciones a construirse permitiria probablemente disminuir los costos de construcción de la central al cambiar los requerimientos de diseño por tratarse de sistemas con menores concentraciones de tritio. Por ejemplo en Canadá si se trabaja con menos de 10 Ci/kg se pasa para los sistemas de almacenamiento y regradación del agua pesada del marco de requerimientos del código CSA- N285 Clase 3 al del CSA-N285 Clase 6 con el consiguiente ahorro economico (7). Futuros reactores CANDU requeririan concentraciones de tritio tan bajas como 5 Ci/kg en el moderador y 0.2 Ci/kg en el sistema de transporte de calor. Por todo esto, el interés en disponer de facilidades de detritiado en gran escala se está incrementando (5, 7), así como el estudio de la posibilidad de detritiado " on line ".

Para los reactores tipo Atucha I, ademas de las razones expuestas hay que considerar que el moderador y el refrigerante operan a altas presiones y temperaturas con posibilidad de intercambio de tritio entre ambos, por lo cual resulta importante mantener un tenor aceptablemente bajo de tritio en ellos.

Por otra parte, de lo expuesto, se puede deducir que los objetivos analizados no son excluyentes entre sí, sino mas bien etapas complementarias.

No obstante, se puede concluir que dentro de un programa de control de tritio sólo aquel que incluya el detritiado del agua pesada será el que permita reducir y/o mantener las concentraciones de tritio a niveles optimos para la seguridad y economia de la operación de la central.

Sobre la base de esta conclusión es que se decidió encarar el estudio de los distintos procesos para el detritiado del agua pesada del moderador, y en relación con su posible aplicación en nuestras centrales en operacion.

Cabe agregar que, por otra parte, se ha observado un gran incremento en los últimos años en el número de publicaciones relevantes y de actividades, iniciadas en el mundo, en el campo de la tecnología del tritio en relación con los programas de energía de fusión (8, 9, 10).

3- TECNOLOGIAS PARA DETRITIADO:

El proceso de remoción de tritio, a efectos de reducir su concentracion en el agua pesada del moderador, se divide generalmente en dos partes.

Una primera que se denomina habitualmente " front-end " en la cual, generalmente, se intercambian el tritio y el deuterio entre el agua pesada y una corriente " carrier " con menor concentración o no de tritio. En esta etapa se obtiene el agua pesada detritiada.

La segunda parte es la conocida como " back-end " y en ella se recupera el tritio separándolo del deuterio y del hidrógeno.

Cuando no resulta de interés recuperar el tritio para un uso inmediato, la corriente que lo contiene proveniente del " front-end " se puede inmovilizar sobre cemento o en lechos metálicos, según su estado de agregación, hasta que se decida su aplicación. En este caso no se implementaría la etapa de " back-end ".

Los procesos de remocion que se han desarrollado y que asegurarian mantener la calidad del agua pesada producto (libre de iones cloruro, mercurio, cobre, gadolinio) son los siguientes:

- Front-end:

- Destilación (DW)

- Intercambio catalitico en fase vapor (VPCE)

- Intercambio catalitico en fase liquida (LPCE)

- Electrólisis directa (DE)

- Intercambio catalitico combinado con electrólisis (CECE)

- Back-end:

- Destilación criogénica (DC)

Todas las plantas existentes o propuestas que utilizan alguno de estos procesos como " front-end " contemplan en su diseño la etapa de " back-end " con destilación criogénica. En la propuesta de tratamiento " on-line " se prevé la no utilización de un " back-end " sino la inmovilización del tritio en lechos de titanio (7).

En la cita (11) se puede encontrar una descripción de todas estas tecnologías así como de sus principales aplicaciones por parte de los distintos paises.

3.1.- Consideraciones sobre las tecnologías:

Desde el punto de vista técnico todas las tecnologías enunciadas resultarían factibles y probadas en distintas escalas, con excepción de la electrólisis directa y el proceso CECE, este último según AECL se encuentra aún en etapa de prueba (7).

El proceso de destilación está basado en la diferencia de la volatilidad relativa de los componentes a separar. Este método está probado en instalaciones que operan con agua tritiada, ya que la tecnología universal para el upgrading del agua pesada es la destilación. Los reactores de agua pesada, tienen incorporadas en línea una o dos columnas de destilación para la eliminación de agua liviana. El método DW aplica este proceso sencillo. Si bien su factor de separación para el detritiado no lo posiciona como óptimo, sus condiciones de operación para este fin son moderadas y no presenta riesgos de fugas al exterior ni peligro de explosión. Enriquece al tritio en la fase líquida como DTO, que es su forma más radiotóxica, por tanto no convendría enriquecer a concentraciones superiores a 1000 Ci/kg (12). Esto y el bajo factor de separación, podrían limitar el grado de detritiado a obtenerse en la instalación; de ahí, que deberían analizarse las condiciones de alimentación y el grado de detritiado deseado en cada caso. No requiere indispensablemente "back-end" sino almacenamiento e inmovilización del agua tritiada concentrada. Este método ha sido seleccionado para su implementación en el detritiado del agua pesada que actúa como reflector en el reactor de investigación de ORPHEE (13) y también para el tratamiento del agua tritiada proveniente del diseño ALSB (Aqueous Lithium Salt Blanket) del proyecto ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) (14).

El método VPCE, como su nombre lo indica, está basado en el intercambio químico en un lecho catalítico en el cual circulan en contracorriente el agua pesada tritiada en estado vapor y una corriente de gas deuterio a 200^{0}C de temperatura y a una presión de 200 kPa (12). Esta operación se lleva a cabo en varias etapas (tres a ocho), cada una de las cuales contiene una evaporación, un sobrecalentamiento, un intercambio catalítico y una condensación. Este método está probado en escala industrial y tiene como ventaja que concentra el tritio en el gas como DT, en su forma menos radiotóxica. Este proceso fue desarrollado y patentado por el Commissariat à L'Energie Atomique (CEA) y fue usado por primera vez para el detritiado del agua pesada del reactor de investigación de alto flujo de Grenoble. La otra aplicación de este proceso y la primera en escala industrial es la Facilidad de Remoción de Tritio de Darlington (DTRF). Las condiciones de trabajo de este método son muy extremas (200 ^{0} C y 200 kPa) y su operación es muy compleja. Por otra parte hay una importante dilución del tritio en la corriente de gas de salida respecto a la alimentación. Esto último aumentaría considerablemente el tamaño y los costos de operación del "back-end" (destilación criogénica) que lleva asociado (15).

El método LPCE está basado en el intercambio químico en un lecho catalítico entre agua pesada líquida y gas deuterio utilizando un catalizador hidrófobo, desarrollado por AECL, que permite trabajar con condiciones de operación más moderadas que las del VPCE (50-80^{0}C de temperatura y presiones ligeramente superiores a la atmosférica (2, 12, 16)). Sus instalaciones son más simples, ya que con la disponibilidad del catalizador hidrófobo una única columna operando en contracorriente con flujos de agua pesada líquida y gas deuterio cumple la misma función que las múltiples etapas del VPCE. Su operación resultaría también más sencilla. Su desventaja es que diluye aún más el tritio en la corriente de gas de salida con las consiguientes ya citadas consecuencias. Sobre la base de esta tecnología se construyó una facilidad para operar a full-scale, la Planta de Extracción de Tritio de Chalk River (TEP)

(1, 4, 16). Esta planta no fue comisionada.

La electrolisis directa, si bien tiene un alto factor de separacion y no diluye el tritio en el gas de salida, concentra mucho el tritio en su forma liquida radiotoxica en la celda electrolitica. En este proceso el agua pesada tritiada es completamente electrolizada a deuterio, tritio y oxigeno. La mezcla de gases deuterio-tritio es enviada a la unidad de destilación criogénica para su separación. El deuterio separado en esta unidad pasa a un recombinador catalítico donde reacciona con el oxígeno proveniente de la electrólisis obteniéndose así el agua pesada detritiada como producto. Este proceso requiere alta inversión inicial y altos costos de operación. Este método no fue probado en mayor escala ni se intentó probarlo tampoco.

El proceso de intercambio catalitico CECE, consiste en dos columnas LPCE colocadas en serie y una celda electrolítica. El agua pesada tritiada ingresa al tope de la segunda columna, donde se enriquece aún más en tritio a expensas de una corriente gaseosa ascendente de deuterio rica en tritio proveniente de la celda electrolítica. En dicha celda entra la citada corriente de agua pesada enriquecida en tritio que pasó por la segunda columna y salen: una corriente de oxígeno y una corriente gaseosa de deuterio rica en tritio. Esta última, se divide en una parte que se envía al "back-end" o a inmovilización y otra que es la que asciende a la segunda columna. En la primera columna se agota el tritio de la corriente gaseosa que asciende desde la segunda columna, contactandola en contracorriente con agua pesada detritiada. De la cabeza de esta primera columna se obtiene gas deuterio libre de tritio que se recombina con el oxigeno proveniente de la celda electrolítica para obtener el agua pesada detritiada, que se envía una parte al proceso de detritiado y otra parte al reactor. El método CECE, es el único que permite despojar de tritio a la corriente de gas de salida; recuperando así una parte importante del deuterio, que se retorna al proceso recombinándolo con oxigeno como D_2O. En este proceso se envía al "back- end" o a la inmovilización un volumen de gas muy reducido en comparación con los anteriores citados que envían todo el gas involucrado en la operación. El tritio en este proceso se concentra en la fase acuosa. Este método está aún en la etapa de prueba, según AECL (7), y fue propuesto como tecnología de referencia para el detritiado y upgrading de agua pesada y detritiado de efluentes de agua liviana del reactor Advanced Neutron Source (ANS) de Oak Ridge (2).

La destilación criogénica de isótopos de hidrógeno se debe efectuar con los isótopos en su forma elemental, de ahí la necesidad de contar en combinación con este proceso con un "front-end" que transfiera el tritio de la forma de óxido (DTO), a la elemental requerida (DT, D_2). Este proceso se efectúa a temperatura de 24 K. Es el único método probado y aceptable para el enriquecimiento final de tritio en gran escala (12). Tiene un buen factor de separación y está probado en escala industrial para la separación de isótopos de hidrógeno (17). El proceso de destilación criogénica se lleva a cabo en dos o más columnas, por razones de economía y de orden práctico. Una de las mayores desventajas que se adjudica a este proceso es el importante inventario de tritio que contiene (17). Al respecto en Ontario Hydro habrían alcanzado progresos en el desarrollo de sistemas de destilación criogénica de bajo inventario y diseño compacto (2). Por otra parte, los requerimientos de potencia para mantener el sistema de refrigeración son muy grandes (18). El tamaño de las plantas para igual capacidad de procesamiento de tritio elemental depende del "front-end" que tengan asociado. Así el tamaño de la planta aumenta en este orden CECE, DE, VPCE/LPCE.

4.- CONCLUSIONES:

Dentro de un programa de control de tritio sólo aquel que incluya el detritiado del agua pesada será el que permita reducir y/o mantener las concentraciones de tritio a niveles óptimos para la seguridad y economía de la operación de la central.

Al encarar la opción del detritiado, la elección de la tecnología a aplicar no solo debería depender de la factibilidad técnica sino también del análisis de factores económicos y coyunturales tales como, entre otros, la cantidad de agua pesada a tratar. La planta de Darlington, por ejemplo, procesa el agua pesada de veinte centrales nucleares que generan en total 14160 Mwe. Para el caso de centrales aisladas , habría que hacer un cuidadoso estudio económico, antes de decidir por una facilidad en gran escala, dado el orden de los costos de inversión (U$S 58 10^6 para Darlington (19), U$S 16-20 10^6 para Chalk River (20))

Las facilidades en gran escala incluyen necesariamente una planta de destilación criogénica. Estas plantas requieren una importante inversión de capital que se reduce débilmente con la disminución del tamaño de la planta (21); por tanto, se justifican en tanto y en cuanto existan importantes volumenes de agua pesada a tratar o un programa inmediato para recuperación de tritio de alta pureza para otro uso.

La tendencia de AECL en relación con el tratamiento del agua pesada de sus futuros reactores sería emplear la tecnología CECE complementada con inmovilización en lechos de titanio , efectuando el detritiado localizado ("on-line") (7) en cada central. Esto no resultaría de aplicación inmediata ya que AECL, si bien ha patentado la tecnología, reconoce estar aún en el proceso de desarrollo y prueba de la misma (7).

5.- CITAS BIBLIOGRAFICAS:

1. W.J.Holstlander, T.E.Harrison, V.Goyette, J.M.Miller . "Recovery and Packaging of Tritium from Canadian Heavy Water Reactors". Fusion Technology Vol.8. Sep.85. pp. 2473-2477.
2. J.M.Miller, W.T.Shmayda, S.K.Sood, D.A.Spagnolo . "Technology Developments for Improved Tritium Management" . AECL-10964. June 1994.
3. L.Fernandes . "The Management of Tritium Reduction at Ontario Hydro" . Proceeding of the 13. annual conference of the Canadian Nuclear Society. V.1., Canadian Nuclear Society,Toronto, ON (Canada). 1992.
4. E.C.Davey, R.G.C. McElroy, S.Kupca. "Tritium Instrumentation for the Chalk River Nuclear Laboratories Tritium Extraction Plant" . Fusion Technology Vol.8.Sep.85. pp. 2089-2094.
5. Kim, Young and others. "The core technologies for Tritium removal processes (I)" KAERI/AR-354/92. Jun. 1992.
6. S.K.Sood, R.A.P.Sissingh, O.K.Kveton. "Removal and Inmobilization of Tritium from Ontario Hydro's Nuclear Generating Stations". Fusion Technology Vol.8. Sep.85.pp. 2478-2485.

7. D.J.Wren. R.S.Hart. "Candu Design Options with Detritiation". AECL Pinawa, Manitoba.Canada. Proceeding of the IAEA TCM on Advances in Heavy Water Reactors.Homi Bhabha Centre for Science Education Mankhurd. Bombay. India.29 January to 01 February 1996.
8. R.D.Penzhorn, J.Anderson, R.Haange, B.Hircq, A.Meikle, Y.Naruse. "Technology and component development for a closed tritium cycle" .Fusion Engineering and Design Vol.16. (1991) .pp.141-157 .
9. J.L.Anderson, P. LaMarche . "Tritium activities in the United States" 5.Topical meeting on tritium technology in fission, fusion and isotopic applications. Ispra (Italy) . 28 May-3 jun 1995. LA-UR-95-1574.
10. S.Sood, O.Kveton, D.Spagnolo, P.Gierszewski . "ITER task D55: Design of water detritiation plant" . Canadian Fusion Fuels Technology Project, Mississauga, ON (Canada) CFFTP-G-9502. Jan. 1995.
11. L.B.Ramilo, S.M.G. de Soler. "Tecnologias para control de tritio en reactores de fisión moderados con agua pesada". CNEA.C.RCN.ITE.037. Julio de 1996.
12. A.I.Miller, D.A.Spagnolo, J.R.DeVore. "Choice of a Process Design for Simultaneous Detritiation and Upgrading of Heavy Water for the Advanced Neutron Source".Nuclear Technology Vol.112. Nov.1995. pp.204-213.
13. P.Lejeune, P.Breant . "Rectification Isotopique de l'Eau Lourde du Réacteur ORPHEE" Saclay. France. Rapport présenté a la Conference Nationale de Physique. 13-15 octobre 1993. Constanta. Roumanie.
14. A.Busigin, S.Sood, O.Kveton, P.Dinner, D.Murdoch, D Leger . "ITER hydrogen isotope separation system conceptual design description" . Fusion Engineering and Design 13. (1990). pp. 77-89.
15. A.Busigin, S.Sood . "Optimization of Darlington Tritium Removal Facility Performance: Effects of Key Process Variables". Nuclear Journal of Canada/1:4/pp.368-371.
16. W.Holtslander, T.Harrison, D.Spagnolo . "The Chalk River Tritium Extraction Plant". Fusion Engineering and Design Vol.12. (1990) .pp. 357-363.
17. M.Rodman, D.Howard "Simulation Calculations for a Catalytic Exchange/Cryogenic Distillation Hydrogen Isotope Separation Process". E.I. du Pont de Nemours & Co. Savannah River Laboratory . DP-MS-84-100.
18. R.Sherman. "Cryogenic Hydrogen Distillation for The Fusion Fuel Cycle". Fusion Technology Vol.8. Sep. 1985. pp.2175-2183.
19. D.Murdoch. "Sulzer builds tritium removal plant". Modern Power Engineering. April 1982.p.30.
20. W.Holtslander, T.Harrison, J.Galagher . "The Chalk River Tritium Extraction Plant. Construction and Early Commissioning". Fusion Technology Vol.14. Sep.1988. pp.484-488.
21. P.Baumgarten, D.Howard. "Moderator Detritiation at the Savannah River Plant" . Fusion Technology Vol.8. Sep. 1985.pp. 2491- 2494.

NEXT PAGE(S) left BLANK

AR9700024

SEPARACION DE TRITIO DE AGUA PESADA POR DESTILACION AL VACIO

Marcela Isabel Vidal (*) ,Claudio Alejandro Cabrera(*)

1.- INTRODUCCION

El objeto del presente documento es estudiar la tecnologia correspondiente a la destilacion al vacio de agua pesada utilizando torres con relleno ordenado para separación de tritio. La meta final de este estudio es analizar si se dispone de información suficiente para determinar la factibilidad de la aplicación de esta tecnología para destritiar el moderador contenido en el circuito de la CNA I, y determinar las condiciones operativas necesarias para dicha operación. Se trata de aprovechar instalaciones existentes en la CNA I de manera tal de lograr dicho objetivo con una mínima inversión. El destritiado del moderador como es sabido asegura una mínima dosis ocupacional compatible con las tareas que realizan los operadores de la central.Se relevaron 45 citas bibliográficas de diversa procedencia para estudiar en detalle la fisicoquímica del sistema (alcance y validez de las hipótesis simplificativas) y las condiciones operativas más apropiadas.

La disminución del contenido de tritio que se forma en el moderador de los reactores nucleares se logra por distintos métodos[20]. En el presente trabajo se analiza como alternativa posible, la factibilidad del uso de la destilación al vacio para destritiar agua pesada. Esta es una tecnología probada y mucho más sencilla que los métodos basados en el intercambio catalítico y posterior destilación criogénica. Este método se utiliza en varios centros atómicos entre ellos el de Saclay [4]

2.- FISICOQUIMICA DEL SISTEMA Y CONDICIONES DE OPERACION

El estudio y posterior dimensionamiento de una columna de destilación se basa en el conocimiento detallado de la volatilidad relativa del sistema. La volatilidad relativa de un componente a otro es el parámetro que mide la facilidad de la separación, y, para un sistema binario se define como :

$$\alpha_{ab} = (y_a / x_a)/(y_b / x_b)$$

a = componente más volátil ; b = componente menos volátil
y_a = fracción molar de a en la fase vapor ; y_b = fracción molar de b en la fase vapor
x_a = fracción molar de a en la fase líquida ; x_b = fracción molar de b en la fase líquida

---

(*)Sector Ingeniería y Documentación Técnica
Unidad de Actividades "Reactores y Centrales Nucleares"
Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) - Argentina

El sistema a destilar consta de las siguientes especies químicas: H_2O, HDO, D_2O, HTO, DTO y T_2O; pero debido a las muy bajas concentraciones relativas de H_2O, HDO, HTO y T_2O puede considerarse compuesto por D_2O-DTO. La validez de esta suposición se ha verificado tanto experimentalmente[15] como por simulación computacional[1,2], comparando los balances de masa calculados por el método simplificado versus los del método riguroso, que considera a las seis especies moleculares. Este sistema se comporta idealmente en el rango de presiones y temperaturas considerado, obedeciendo por consiguiente las leyes de Raoult y Dalton. Las diferencias entre los calores latentes de vaporización de las especies isotópicas son lo suficientemente pequeños como para desestimarlos, con esta consideración la hipótesis de flujos molares constantes de líquido y vapor es válida y conduce a buenos resultados. El calor de decaimiento del tritio casi no influye en los resultados debido a la baja concentración del mismo[1]. La última simplificación importante para el análisis es la correspondiente a las reacciones de intercambio isotópico en fase líquida: ellas son tan rápidas que las corrientes de líquido que salen de cualquier plato o etapa teórica presentan composiciones de equilibrio[1,2]

Los datos fisicoquímicos para realizar los cálculos posteriores se extrajeron del artículo de Van Hook[3], ya que dicha fisicoquímica es la mas utilizada en la bibliografía consultada. Los datos de Van Hook fueron contrastados con información de distintas fuentes [8, 6,10].

La curva de equilibrio líquido - vapor del sistema D_2O-DTO, dada la idealidad del mismo, puede calcularse con la ecuación:

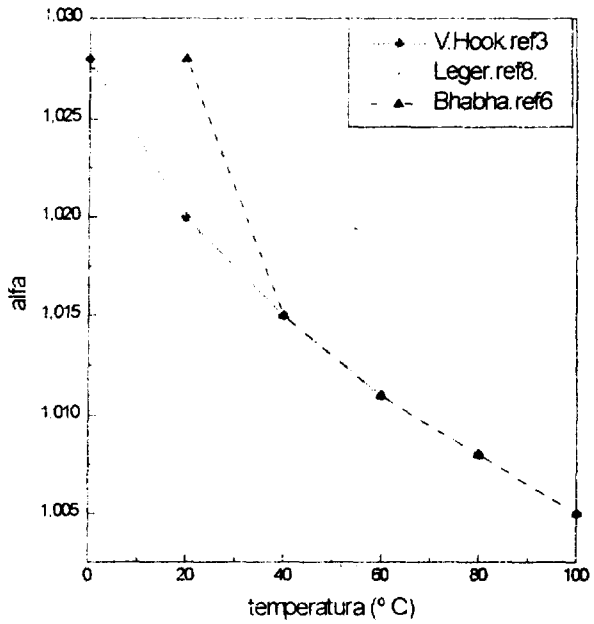
$$y = ((\alpha * x)/(1+(\alpha - 1)*x))$$

α = volatilidad relativa del sistema D_2O - DTO
x = fracción molar del componente más volátil en el la fase líquida (D_2O)
y = fracción molar del componente más volátil en el la fase vapor (D_2O)
Para obtener la curva de equilibrio es necesario calcular los valores de α con los datos fisicoquímicos, dichos valores calculados se detallan en la tabla 1 y en la figura 1.

TABLA 1

temp. (°C)	V. Hook ref 3	Leger ref 8	Bhabha ref 6
0	1,028	1,028	-
20	1,020	1,020	1,028
40	1,015	1,014	1,015
60	1,011	1,011	1,011
80	1,008	1,008	1,008
100	1,005	-	1,005

FIGURA 1



De acuerdo a la bibliografía consultada, la temperatura de la operación de destritiado está en el entorno de 50 °C, por lo tanto se analizó el intervalo comprendido entre 20 °C y 80 °C. Como se observa en la figura 1 los valores de α divergen a temperaturas menores de 40 °C, mientras que a temperaturas superiores, dichos valores coinciden. Los valores correspondientes a las curvas de equilibrio del sistema D_2O-DTO se muestran en la tabla 2. En la figura 2 - 1 se muestran las tres curvas juntas, en parte de la escala, para demostrar la cercanía de los valores; en las figuras 2 - 2, se grafica una de ellas.

Se destaca del análisis de los datos, que las curvas de equilibrio están muy próximas a la recta $y = x$. Esto se debe al valor tan cercano a 1.0 que tiene el coeficiente α en todo el rango de temperaturas estudiado.

FIGURA 2 - 1

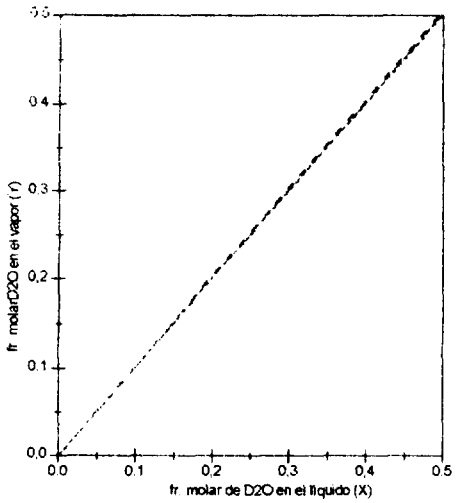
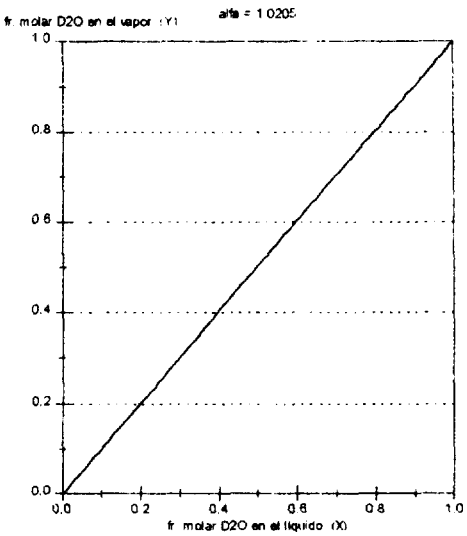
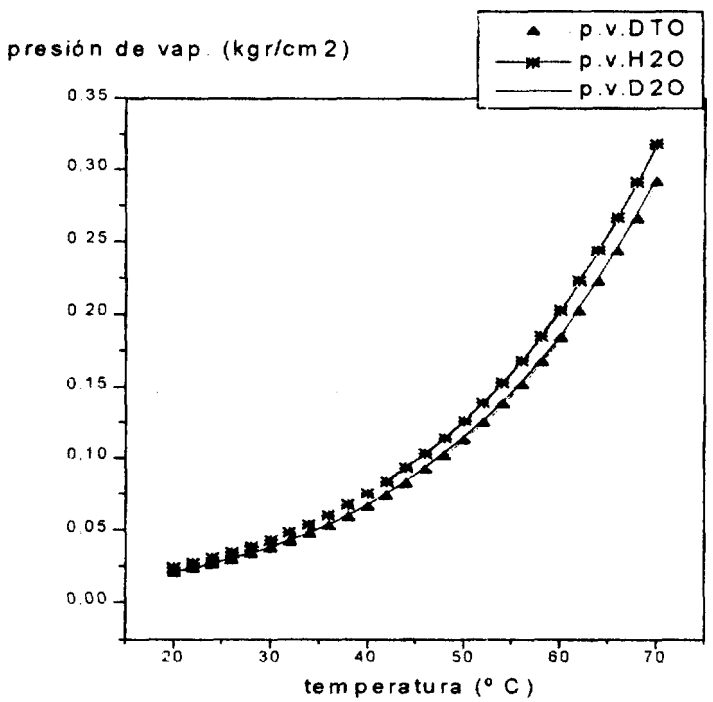


FIGURA 2 - 2



Las curvas de saturación de los compuestos H_2O, D_2O y DTO puros se ven en la figura 3.

FIGURA 3



Del análisis de las interrelaciones de las siguientes variables fisicoquímicas del sistema (volatilidad relativa del sistema en función de la temperatura (fig. 1); presión de vapor en

función de la temperatura de las especies puras que componen el sistema (fig. 3); dependencia del número de etapas de la volatilidad relativa; cercanía de los puntos de ebullición (fenómeno común cuando se trata de especies isotópicas), de las hipótesis simplificativas ya enunciadas y de ciertas consideraciones económicas, surge que las presiones de operación óptimas estarían en un entorno de 200 mbares y las temperaturas óptimas de operación estarían en el rango de 40 °C a 70 ° C. La bibliografía consultada refuerza esta afirmación, ya que se observan condiciones afines en otras facilidades similares, donde se separan por destilación isótopos del agua de sistemas de diversa composición. Algunos procesos similares de separación son citados en las referencia bibliograficas 4, 9 y 10.

Es necesario destacar que al variar la composición de las corrientes de alimentación, tope y fondo, los perfiles de presión y temperatura dentro del equipo tambien varian. Si se quiere tener una concentración de tope de H_2O de 1 en fracción molar y una temperatura de 50 °C la presión es de 0,126 kg/cm^2. Si la concentración de tope debe ser de 1 en fracción molar de D_2O a la misma temperatura, la presión debe ser de 0,114 kg/cm^2

El número de etapas teóricas necesarias se puede determinar por el método de Mc Cabe - Thiele o resolviendo la ecuación de Smoker aproximada[7] si se tienen los datos correspondientes a las concentraciones de tope, fondo y alimentación. Como podemos observar en las figuras 2-1 y 2-2, es más fácil en este caso utilizar algoritmos matemáticos. como por ejemplo el método de Jafarey - Douglas[7], en lugar del método gráfico para calcular el número de etapas teóricas.

3.- EQUIPOS UTILIZADOS PARA LA SEPARACION POR DESTILACION DE LAS VARIEDADES ISOTOPICAS DE AGUA

En los casos de separación de componentes de punto de ebullición cercanos, como en el caso de separaciones isotópicas o isoméricas, se vuelve crítica la altura de la columna necesaria para lograr la composición requerida. En estos casos, la altura equivalente de plato teórico (HETP) debe ser muy pequeña si se desea evitar la cascada que multiplica los costos operativos . Esta condición se satisface con rellenos ordenados específicos para este propósito [13]. Los dos tipos de relleno más difundidos para esta aplicación son el Sulzer CY y el Sulzer BX. El Sulzer CY fue diseñado específicamente para separación de los isótopos del agua por rectificación mientras que el BX se utiliza más frecuentemente en la industria química convencional (por ejemplo en la separación de isómeros). El BX ha sido aplicado exitosamente para separación H_2O - D_2O - DTO en algunos casos [9] .La separación D_2O - DTO es un caso típico que requiere muchas etapas teóricas para lograr una separación (dado que el valor de la volatilidad relativa está muy próximo a 1.0). La torre rellena cumple el requisito de tener baja retención y baja caida de presión por etapa. La baja retención es necesaria para tener en proceso un bajo inventario de moderador debido, tanto al riesgo radiológico, como a su costo. La baja caída de presión por etapa es necesaria si se quiere tener una caída de presión total razonable, teniendo en cuenta el gran número de etapas que requiere esta operación [13]

Si comparamos los rellenos CY y BX, notamos que el CY ofrece las siguientes características comparativas: menor capacidad de carga, mayor pérdida de carga por plato teórico, más suceptible al ensuciamiento, más sensible a perturbaciones en la distribución de reflujo, necesidad de redistribución a intervalos más cortos y longitud de columna 1.5 veces menor.

Es evidente que la ventaja principal del relleno CY respecto del relleno BX es la menor altura total de columna [15]. El relleno se comercializa en varios materiales, según sea el sistema a tratar. En caso de soluciones acuosas se utiliza rellenos de cobre, debido a que el cobre es el metal que presenta mayor humectabilidad para estos sistemas [4][13].El relleno CY tiene un diámetro hidráulico de 6mm y aproximadamente 700 m^2/m^3 de superficie específica de intercambio [15].

Las instalaciones para regradación y destritiado del moderador que se operan en diversas centrales nucleares de potencia y facilidades experimentales en el mundo son del tipo descripto a continuación. La alimentación proviene de la planta de purificación, se alimenta a un evaporador para eliminar las impurezas no volátiles. El vapor formado entra a la columna en uno de los varios puntos de alimentación previstos. Estos se seleccionan de acuerdo a la concentración de la alimentación. Parte del reflujo se extrae como producto y se bombea hacia un tanque de almacenamiento de producto. El producto de fondo de la columna se extrae en forma de vapor que es condensado en el condensador de producto final y verificada su concentración de D_2O. Desde aqui, el D_2O puede ser alimentado nuevamente al reactor.

4.- METODOLOGIA DE CALCULO PROPUESTA

El diseño de una torre rellena requiere el conocimiento de los siguientes parámetros: composición y caudal de la corriente de alimentación, estado de la alimentación (vapor, vapor saturado, liquido,etc.), composición y caudal de la corriente de tope, composición y caudal de la corriente de fondo, número de etapas teóricas necesarias para la separación, perfil de presión requerido (o ΔP máximo), perfil de temperaturas, relación de reflujo, reflujo mínimo, tipo de relleno, altura de la etapa teórica, factor de carga y pérdida de carga por etapa de relleno. La composición de la alimentación es un dato de operación, ya que está fijado por la composición del moderador a tratar.

Las composiciones y caudales de tope están ligados entre si y con la corriente de alimentación por el balance de masa. Estos caudales se fijan de acuerdo a varios parámetros : los datos de la corriente de fondo deberían concertarse en base al riesgo radiológico, al destino del residuo y a consideraciones económicas. Dependiendo de la corriente de fondo, los datos de la corriente de tope deberían concertarse de acuerdo al número de etapas tóricas disponibles y a diversos modos de operación, que permitirían disminuir el contenido de tritio en ciclos sucesivos. La relación de reflujo y el factor de carga deberían obtenerse como datos de operación, si se tratara de una columna ya existente. En base a la fisicoquímica puede

conocerse el diagrama de equilibrio o la ecuación que lo representa (figura 2, tabla 2), con lo cual se obtiene el número de etapas teóricas y reflujo mínimo.

La presión se obtiene, especialmente en rectificación a vacío, en base a la temperatura máxima admisible al pie de la columna, y guarda relación con la composición de fondo. Partiendo de la presión de fondo, se fija la de la caída de presión admisible. La presión máxima se verifica con el sistema de vacío disponible y con la presión en los tanques o reservorios[16]. Los perfiles de temperatura y presión se obtienen haciendo cálculos con los datos antes mencionados y en base a los valores fisicoquímicos de equilibrio en cada etapa y los datos de la figura 3 y tabla 3, utilizando las ecuaciones que corresponden a las características de nuestro sistema. El sistema aquí tratado puede ser considerado como binario e ideal, de acuerdo a las hipótesis simplificativas que se detallan en el punto 4 de este informe. La carga gaseosa admisible[16] depende fuertemente de la presión, lo cual se expresa con la ayuda de un parámetro llamado factor de carga.

La altura de la etapa teórica es fundamental para el diseño de la torre, ya que determina la altura total del equipo. Los cálculos fisicoquímicos realizados indican la composición que resultaría si el sistema llegara al equilibrio a esa presión y temperatura particular. Un plato teórico lograría que las corrientes en contacto llegaran a tener dicha composición. El número de platos teóricos dividido por el número de platos reales resulta en la eficiencia de la separación para ese sistema y a esas condiciones de operación. En el caso de torres rellenas donde, a diferencia de las torres de platos, la separación física de los tramos de relleno no coincide con las etapas individuales, se usa una medida de eficiencia llamada altura de relleno equivalente a un plato teórico (HETP: height of packing equal to theoretical plate). Se concluye entonces, que a menor eficiencia mayor es la altura de relleno necesaria para llevar a cabo una buena aproximación al equilibrio. La altura de etapa teórica es, generalmente, un dato difícil de estimar sin datos experimentales. Una forma posible de estimarlo sería, en nuestro caso, utilizar datos de operación de sistemas similares. La HETP puede ser estimada si se conoce el parámetro del mismo tipo de relleno para otro sistema, ya que la HETP es proporcional a la raíz cuadrada de la volatilidad relativa[19]. La HETP del sistema H_2O - D_2O podría ser conocida como dato de operación y podría utilizarse para calcular la de nuestro sistema. La HETP sería, según los autores, inversamente proporcional a α ya que por lógica, a menor volatilidad relativa, más dificultosa es la separación. Con esta suposición tambien estaríamos del lado más seguro, teniendo en cuenta que el coeficiente resultante del cálculo, por el que se multiplica la HETP dato, es relativamente pequeño y cubriríamos la incertidumbre inherente a este parámetro. Es necesario aclarar que la HETP depende del factor de carga, con lo cual la estimación sería válida si la columna se opera en el mismo régimen de carga que con el sistema dato. El tipo de relleno utilizado es el relleno ordenado CY de Sulzer, cuyas caractrísticas fueron detalladas en el punto 3 de este trabajo.

La pérdida de carga debería determinarse en base a parámetros de operación ya que depende del sistema y del factor de carga. Este dato podría estimarse utilizando gráficos o tablas existentes en la bibliografía. Correspondería finalmente efectuar el estudio de la hidráulica de la columna para verificar que la columna opere dentro del rango de carga recomendado.

5.- CONCLUSIONES

Seria posible determinar la factibilidad de obtener determinado grado de destritiado utilizando el método de destilación al vacio, con algunas modificaciones en equipos existentes. Por otra parte, según se ha desarrollado a lo largo del trabajo, los datos necesarios se pueden obtener a partir de datos operativos de la central, de la fisicoquimica del sistema anteriormente expuesta, de evaluaciones de riesgo radiológico y de factores económicos

6.- REFERENCIAS

1.-Computer aided simulation procedure for water distillation columns
Kinoshita,M. J. Nucl. Sci. & Techn. 21(4), pp. 299-307, April 1984

2.-Mathematical simulation of water distillation column for decreasing of tritiated water
Kinoshita,M.; Naruse, J. JAERI - M - 9871, Dec. 1981.

3.-Vapor pressure of isotopic waters and ices.Van Hook, W. A;J. Phys.Chem.72(4), (1968).

4.-Rectification isotopique de l'eau lourde du réacteur Orphée.Lejeune,P.; Breant, P;C.E. Saclay. France. 1993

5.- Sulzer packed columns. Chemical Engineering; nov 7, 1977 p. 44A

6.- Tritium separation factors in distillation and chemical exchange processes
Dave, S.M.; Ghosh S.K.; Sadukhan, H. K. B.A.R.C. - 1168 Bombay, India. 1982.

7.- Short-cut techniques for destillation column design and control.
Jafarey, A.; Douglas, J. M.; Mc Avoy, T. J.; Ind.Eng.Chem.Proc.Des.Dev., v18, 2, 1979.

8.- Détritiation de l'eau lourde des réacteurs nucléaires
Léger, D.; Dirian, G; Roth, E Energie Nucléaire vol. 12 No 2 mars - avril 1970.

9.- ITER hydrogen isotope separation system conceptual design description
Busigin A.; Sood, S.K ; Kveton O.K.; Dinner, P.J.; Murdoch D K., Leger D.
Fusion Eng. and Design 13 (1990) 77-89.

10.- A comparison of process characteristics for the recovery of tritium from heavy water and light water systems.Kalyanam, K.; Sood, S. Fus.Tech. v.14 p.524-528.Sept. 1988.

11.- Datos fisicoquímicos del H_2O, H_2S y sus compuestos deuterados.
Molinari, M.A.; Botbol, J.; Batistoni A. M. G. La Gamma de; CNEA-DI 2/75 Nov. 1975

12.- Rectification under vacuum using Sulzer packings BX and CY
Meier, W. Sulzer Technical Review 1970; vol. 52; (3); pag. 147-156

13.- Sulzer rectifying plants for enriching heavy water
Zsmasek, R. Sulzer Technical Review 1972; vol. 54; (3); pag. 199-201

14.- Further development of Sulzer heavy water columns
Wartebweiler, M. Sulzer Technical Review 1970; vol. 52; (2); pag. 84-86

15.- Sulzer columns for vacuum rectification and mass transfer
Huber, M.; Meier, W. Sulzer Technical Review 1975; vol. 57; pag. 3-16

16.- Colonnes Sulzer pour la rectification et l'absortion.Meier, W. Rev. Techn.Sulzer; 2/1979

18.- Numerical analysis on heavy water separation characteristics for a pair of dual temperature multistage - type H_2/H_2O-exchange columns.
Shimizu,M.; Kitamoto, A.; Takashima,Y. J. nucl. sci. and techn., v17, 6, 1980

20.- Tecnologias para control de tritio en reactores de fisión moderados con agua pesada
Ramilo,L.; Gómez de Soler,S. Informe Técnico CNEA.C.RCN.ITE.037

AR9700025

TECNOLOGIAS PARA INMOVILIZACION Y DISPOSICION DE TRITIO

Norberto Ruben Coppari (*)

1.- INTRODUCCION

Este trabajo se efectuó dentro de un programa cuyo objetivo era conocer el estado de desarrollo de la tecnología de la separación de tritio del circuito del moderador de las centrales nucleares tipo HWR y definir las posibles tecnologías para aplicar en las centrales argentinas. Dentro de este marco se analizaron las estrategias adoptadas en cada país y las tecnologías disponibles para disposición segura de tritio tanto en su forma de tritio gas como de agua tritiada. Se evaluó el riesgo según la forma química en que se halle presente y el estado físico (8). En el análisis de la información se tuvieron en cuenta dos requisitos fundamentales para este tipo de tecnologías que fueron la seguridad y el costo aceptable; así se debe cumplir:

1. Que el tritio se halle en una forma o envase tal que la tasa de pérdida no cause una dosis de radiación inaceptable tanto para los trabajadores de una planta, como para la población en general. Esto debe cumplirse durante todo el periodo de tiempo que esté almacenado o hasta que el nivel de actividad haya decaído a un valor admisible.
2. Que el costo sea aceptable.

2.- INMOVILIZACION

El propósito de la inmovilización es fijar uniformemente el tritio para evitar que ocurra cualquier barrido físico. Existen distintas técnicas para inmovilizar tritio según su estado.

2.1. Inmovilización de tritio gaseoso

Las técnicas para inmovilizar tritio gaseoso pueden resumirse en: a) Almacenamiento en cilindros metálicos; b) Formación de hidruros metálicos; c) Oxidación para llevarlo a la forma HTO; d) Hidrogenación catalítica con compuestos orgánicos y e) Otros métodos (4-5).

Una técnica simple utilizada hasta el presente en EE.UU., Francia y Canadá es almacenarlo en cilindros de metal, que pueden contener gas tritio comprimido o a presión subatmosférica. Esta es una tecnología simple, perfectamente establecida, para la cual hay un gran número de diseños de recipientes en uso. Desde el punto de vista del material se ha demostrado que

(*) Sector Ingeniería y Documentación Técnica
Unidad de Actividades "Reactores y Centrales Nucleares".
Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) - Argentina

empleando aceros austeniticos a 75 °C no existe una penetracion significativa de tritio a traves de los poros de la pared. Es importante tener presente que el recipiente, lleno inicialmente con tritio, aumenta su presion con el tiempo por el decaimiento radioactivo de He^3 alcanzando una presion equivalente a dos veces el valor de la presión de llenado. La ventaja de esta tecnologia es que el tritio es facilmente recuperable si se desea inmovilizarlo luego como hidruro metálico y la desventaja radica en las posibles pérdidas en las válvulas.

Por otra parte el tritio en forma gaseosa puede ser inmovilizado en un sólido. Esto se logra por la reacción con un metal apropiado para formar un hidruro metálico solido. Dado que la reacción es reversible, el tritio puede ser recuperado por calentamiento. La química de los hidruros metálicos es muy conocida y hay abundante bibliografía disponible. Es muy importante la pureza, tanto del metal como del hidrógeno tritiado, ya que impurezas de helio u oxigeno en el hidrógeno pueden parar o frenar la reacción de hidruración. La eleccion del metal para realizar la hidruración, depende de lo que se prevé hacer a posteriori con el tritio. En el caso de querer recuperar tritio, se debe seleccionar metal con una alta presión de disociación de equilibrio y una baja temperatura, mientras que si lo que se busca es almacenar o disponer el tritio por un período de tiempo prolongado, se deberá elegir una baja presión de disociación en el equilibrio y temperaturas elevadas con el fin de obtener hidruros más estables. La ventaja del metodo radica en que los sólidos tienen una alta capacidad de captar tritio y la desventaja es que se requiere un proceso en el cual la temperatura es del orden de 600 °C y el costo de los metales es elevado.

Los hidruros ensayados en Ontario Hydro, Canadá, para inmovilizar tritio fueron Li, Na, Ti, Zr, Hf, Th y U, destacando que Li, Na y U son pirofosfóricos en el aire y reaccionan con el agua. Los metales de transición y las tierras raras tienen las propiedades requeridas para aplicaciones de almacenamiento de tritio. Canadá inmoviliza el tritio gaseoso haciéndolo reaccionar con Zr, mientras que utiliza U si el almacenaje es por períodos cortos de tiempo, y Alemania utiliza Zr, Ti e Y. Se ha estudiado a escala laboratorio que el Zr es el mejor metal para formar hidruros, debido a los buenos resultados en las pruebas de lixiviación, y el principal inconveniente es la necesidad de utilizar hidrógeno tritiado a 600 °C en la preparación del hidruro. Los hidruros de Ti y Zr son apropiados para un almacenamiento donde se prevé recuperar el tritio, y los hidruros de Er e Y cuando no se prevé su recuperación(5).

El desarrollo de la tecnología de inmovilización y empaque para tritio fue estudiado por A.E.C.L de Canadá como una contribución a OIEA (Coordenated Research Programe on Handling Tritium - Bearing Effluents and Wastes). El trabajo fue hecho con Ti y Zr en forma de esponja, varillas y placas. Se efectuaron reacciones a diferentes relaciones metales/hidrógeno y distintas condiciones de reacción. La reacción es exotérmica y la temperatura aumenta a medida que la reacción progresa. A 600 °C la relación H_2/metal fue de 0,9 para el sistema H_2/Ti. Es muy importante el área superficial en los procesos de hidruración-dehidruración, la temperatura requerida para hidruración en esponja es 300 °C y en placas o barras de Ti es 500-600 °C. Resultados similares se presentan con Zr. El trabajo de A.E.C.L concluyó que los hidruros metálicos preparados con esponjas no combustionan con el aire en condiciones de almacenaje y que las pruebas de lixiviado obtenidas para esponjas de Zr tritiado e hidruro de Ti indican que son estables y apropiados.

Se encontraron trabajos en Savannah River de 1989 donde almacenaron tritio empleando lechos de La $Ni^{4.15}$ $Al^{0.85}$ y La $Ni^{4.25}$ $Al^{0.75}$. La ventaja de utilizar estos hidruros es que los productos del decaimiento He^3 quedan atrapados en la red metálica al desorber el tritio (7)

Un último método sugerido en la bibliografía es la hidrogenación catalítica con compuestos orgánicos de elevado peso molecular. Se han sugerido los siguientes polímeros: poliacetileno, resinas fenolformaldehído, poliacrilonitrilo y poliestireno. Las etapas de producción involucran varios pasos con muchas etapas de reacción. Cada uno de ellos requiere catalizadores y/o condiciones especiales para promover las reacciones deseadas. Hay otros métodos propuestos no tan importantes como la implantación de tritio dentro de materiales receptores tales como alúmina, carbón, carburo de silicio y nitruro de boro.

2.2. Inmovilización de tritio acuoso :

Existen distintas técnicas para inmovilizar y almacenar agua tritiada, las cuales son : a) Adsorción sobre agentes secantes; b) Formación de compuestos hidratados-cementación; c) Formación química dentro de polímeros orgánicos; d) Conversión a hidrógeno tritiado (4-5).

Los principales agentes secantes son sulfato de calcio, silicagel, alúmina activada y los tamices moleculares. El sulfato de calcio tiene una capacidad de adsorber agua de 6,2% en peso, es de bajo costo y si bien su capacidad es baja, la retiene fuertemente. La silicagel tiene una capacidad de adsorber agua del 40% y se la utiliza para bajas cargas ya que el agua no liga fuertemente. La alúmina activada es similar a la silicagel pero con una reducción del 50% en la capacidad de adsorber agua. Los tamices moleculares retienen del 10 al 20% en peso, son químicamente estables y conservan las propiedades a altas temperaturas.

El material más ampliamente investigado para inmovilización de residuos de tritio de bajo nivel en muchos países es el cemento ya que es atractivo por su bajo costo y el proceso es simple. Cuando el agua tritiada se agrega al cemento portland, ésta queda confinada dentro de la estructura cristalina de los silicatos de Ca presentes y forma hidróxidos de Ca estables y silicatos hidratados de Ca. Se debe prevenir el contacto con agua para evitar la lixiviación de tritio según la reacción:

$$HTO\ (Fijado) + H_2O\ (Libre) \rightleftharpoons H_2O\ (Fijado) + HTO\ (Libre)$$

Experimentos en Ontario Hydro Research han demostrado que el agua confinada en el cemento no puede ser removida por calcinación por debajo de los 500 °C. En C.R.N.L se estudió el comportamiento del tritio por décadas. Estudios de residuos en concreto se realizaron en el Bruce Nuclear Power Development Site de Ontario Hydro. En Alemania se efectuaron ensayos en el N.R.C. en Karlsruhe, en los cuales fijaban el agua tritiada en cemento, con resultados poco satisfactorios debido al alto grado de lixiviación; para reducir la lixiviación fue aplicada una recubierta polimérica. En la Unión Soviética se usa el método de cementación a fin de inmovilizar el agua tritiada para prolongados y seguros almacenajes. El agua transferida al cemento tiene una concentración que no excede los 50 Ci/l, los tambores tienen una capacidad de 50 l. El cemento utilizado fue tipo portland con diatomita como aditivo. La relación empleada fue 1/1 con el 20% del volumen libre. El tiempo de mezcla fue de 20/ 30 h(5).

En Japón también se utiliza para solidificar grandes cantidades de agua rica en tritio. En el Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) se realizaron estudios para cementación y su lixiviación con y sin aditivos bajo condiciones experimentales, utilizando una cubierta bituminosa de 2 a 3 mm para reducir el porcentaje de lixiviado.

Esta técnica utiliza cementos comerciales y el agua tritiada forma con el cemento una pasta que al solidificarse hace que el tritio quede inmovilizado. El agua queda retenida por tres factores : a) Agua de hidratación de compuestos del cemento; b) Agua absorbida en el gel formando los compuestos; c) Agua presente en los capilares en la estructura del cemento.

Distintos cementos han sido estudiados, y para el portland la capacidad de inmovilización es de 0,25 gramos de agua por g/cemento, si la reacción de hidratación procede completamente, mientras que si se trata de un cemento con alto contenido de alúmina, puede ser el doble. El empaque de cemento es favorable para la manipulación, transporte y almacenamiento. Los factores importantes en la cementacion de residuos acuosos tritiados son la relación agua/cemento y los aditivos. Un recubrimiento del bloque de cemento tritiado ayuda a retener el tritio. La estructura del poro de la pasta de cemento endurecida depende en general de la relación de peso entre ambos. Cuando se incorpora agua tritiada dentro del cemento.la relación agua/cemento debe mantenerse lo suficientemente baja para garantizar que toda el agua está fijada. Una típica relación encontrada es 0,33 La inclusión de aditivos en los bloques de cemento requieren una relación de 0,40 %. Se utilizaron aditivos como arena, sílice, $CaSO_4$. 2 H_2O, mica expandida y cemento portland La arena fortalece la resistencia mecánica sin beneficios adicionales. Se estudiaron recubrimientos de asfalto, cera de abejas, grasas, parafinas, esmaltados y varios polímeros orgánicos. La desventaja de estas cubiertas es la rotura que ocurre luego de un cierto tiempo, reduciendo la efectividad. Otra posibilidad es impregnar el concreto con estireno en forma de monómero y provocar la polimerización in situ.(4)

También se ha estudiado la incorporación química dentro de polímeros orgánicos, con poco exito ya que los compuestos orgánicos están sujetos a varios tipos de inestabilidad y la incorporación de tritio es frecuentemente dificultosa por dar reacciones laterales. Otros polímeros estudiados fueron poliacetileno, baquelitas y poliacrilonitrilo. También se encontró en la bibliografía la posibilidad de incorporación de residuos tritiados en resinas epoxis usando ácido linoléico obteniendose productos estables térmicamente hasta 450 °C. Este estudio se realizó en 1991 en el Nuclear Research Centre de Egipto. Se efectuaron ensayos a distintas temperaturas de polimerización, con y sin aditivos.

Finalmente si se desea llevar agua tritiada, a la forma gaseosa de HT pueden aplicarse las técnicas de electrólisis del agua o por intercambio isotópico empleando catalizadores adecuados y proceder como en 2.1 para la inmovilización.

2.3. Inmovilización de otros residuos tritiados

Otros residuos tritiados que se deben considerar son por ej. los lubricantes de las bombas , las soluciones acuosas impuras, etc. En este caso la metodología es su adsorción sobre mica expandida, los residuos se mezclan con cementos, siendo envasados para la disposición final.

3.- DISPOSICION DE TRITIO INMOVILIZADO

El almacenamiento de tritio inmovilizado debe hacerse en un local ventilado, libre de polvo y ligeramente calefaccionado. El depósito deberá contar con monitores de aire, y sistemas de limpieza en emergencia. El mismo estará reservado exclusivamente para tritio y el tiempo de almacenamiento requerido puede llegar a la centuria. (6)

Alternativamente, se ha encontrado en la bibliografía, que el material inmovilizado puede disponerse en el medio ambiente. En estos casos los propósitos básicos que deben cumplirse son: a) Lograr la suficiente aislación por un período de tiempo grande de modo que la actividad jamás retorne a la biósfera del hombre, y b) Si por algún motivo la actividad retorna o es descargada a la biósfera, el impacto radiológico será tan bajo que no afecte al sistema.

La actividad de tritio descargada en el mar por año está regulada por las autoridades y se efectúa un periódico monitoreo del mismo para demostrar el cumplimiento con las regulaciones existentes. Esta opción es, desde el punto de vista de ingeniería de costos la más baja, pero solamente puede ser considerada cuando los niveles de residuos son bajos y depende de las regulaciones pertinentes en cada país. La IAEA fija dentro de sus regulaciones de volcado al mar, para tritio el límite máximo de concentración es 10^6 Ci/t, sobre una base de masa tal que no se excedan las 1000 t. El límite superior de la masa volcada para un único lugar de volcado es de 10^5 t/año, y el valor límite superior de la actividad liberada desde toda fuente es de 10^{11} Ci/año(4-5)

En el Julich N.R.C. de Alemania se empleó una instalación en la cual se dosificaba y mezclaba el cemento y agregados y se transportan a sus respectivas posiciones en la celda caliente, donde se añadía agua tritiada. Por ferrocarril se transportan los contenedores para ser cargados y arrojados una vez al año al mar. Este estudio concluyó que si bien el mar profundo asegura un aislamiento seguro de tritio de la biósfera por períodos requeridos, tiene alto costo de envasado y de transporte. (4)

Si bien el vertido de estos residuos en el fondo marino fue la primera opción elegida, presiones sociales y de seguridad obligaron a buscar otras alternativas. El almacenamiento subterráneo permanente se perfila como la mejor solución para la disposición final, todos ellos por debajo de los 600 m. de profundidad. Un método que se ha utilizado para grandes volúmenes de agua tritiada de bajos niveles de actividad es la disposición en formaciones porosas acuíferas en un lecho confinado localizado a una profundidad cercana al km. Hay dos tipos de acuíferos, unos totalmente cerrados con capacidades limitadas y otros abiertos, que tienen extensión horizontal y por tanto en estos últimos el residuo no está controlado ya que hay migración horizontal. Un prerequisito para el uso de un lugar es el estudio geológico del acuífero para establecer la ausencia de defectos o imperfecciones cerca de la estación receptora. Se requieren pruebas de inyección para establecer adecuadas porosidad, permeabilidad y velocidad de inyección. Este método es económico, y fue practicado en EE.UU. por muchos años. En URSS (1963-1970) fueron inyectados cerca de 10^6 m^3 de residuo líquido, Alemania federal también hizo experiencias de este tipo. En Alemania y URSS los resultados de monitoreo después de la inyección de residuos muestran que éste se halla confinado cerca del punto de inyección (4-5).

Finalmente se encontró la utilización de formaciones geologicas salinas con exito para disponer agua tritiada. Esto obedece a que la sal garantiza el sellado de posibles fracturas. Se puede inyectar una suspensión de agua-cemento mediante un orificio sellandolo una vez que se llena. Este método fue estudiado y aplicado en Alemania para residuos de bajo nivel de actividad. Residuos concentrados de tritio pueden ser dispuestos en tambores dentro de una formacion geológica, así se eliminan los inconvenientes de los largos tiempos de almacenamiento. El método de la solidificación in situ fue estudiado en el Karlsruhe Nuclear Research Centre de Alemania utilizado para residuos con niveles bajos y medios de actividad. Los pasos del procedimiento consisten en prefabricación de gránulos, mezclado de los gránulos con cemento en una relación en vol. de 60/40 % utilizando agua tritiada, transporte por gravedad de la mezcla dentro de una caverna salina, sellandola con material inactivo(4-5.)

4.- TRANSPORTE DE RESIDUOS TRITIADOS

El transporte de materiales de baja actividad y materiales sólidos están definidos en los parráfos 120 y 121 de las regulaciones de transporte de OIEA. El limite para agua tritiada para ser clasificada como de baja actividad es de 10 Ci/l. Canadá tiene gran experiencia en transporte con una actividad especifica baja (LSA) (<10 Ci/l), con tambores de acero inoxidable o en acero al carbono con revestimiento epoxi. Los envases están diseñados con un limite de actividad de 25 Ci/l fijado por la Atomic Energy Control Board. Un envase con bajo contenido de actividad deberá ser marcado con la sigla LSA (Low Specific Activity), mientras que si son sólidos corresponderá una sigla LLS (Low Level Solid). El limite de actividad para transporte a granel, como contenedores en barcos, para material de baja actividad, como el agua tritiada, será tal que no supere los 50000 Ci(2).

5.- PELIGROS RADIOLOGICOS Y DE EXPLOSION

En una planta que maneja tritio, hay dos tipos de peligros asociados al manejo y operación, que son peligro radiológico y peligro de explosión. El tritio puede estar presente en el lugar de trabajo como gas, vapor, polvos tritiados o aerosoles, en contaminantes líquidos (agua, aceite) o en equipos contaminados y se puede incorporar al cuerpo humano por: a) Inhalación b) Contacto con la piel: ya sea por difusión de tritio contenido en el aire o por absorción de la piel al ponerse en contacto con superficies o contaminantes líquidos y c) Ingestión (3).

Los peligros biológicos de las diferentes formas de tritio pueden diferir. Dentro del cuerpo humano el HTO forma mezclas uniformes dentro de las 2 a 3 horas. Se difunde en las células y puede incorporarse a los compuestos orgánicos. Los gases de tritio (HT, DT, o T_2) no son fácilmente incorporados al agua del cuerpo humano a través del tejido. El HT disuelto en el agua del cuerpo es rápidamente eliminado del mismo, llegando a los pulmones al ser inhalado. Trabajos realizados demostraron que personas que accidentalmente tuvieron su piel en contacto con superficies contaminadas con tritio gaseoso, eliminaron la contaminación a través de la orina(3).

La dosis en el operador depende de los niveles de concentracion y tiempo de exposicion. El tiempo necesario para que un operador logre salir de un edificio de proceso desde cualquier punto si hay fuga de gas se estima en 20 s, 10 s para su deteccion, 6 s para la travesia (15 m a 2.5 m/s) y 4 s para atravesar la puerta de escape. Un continuo sistema de monitoreo debe verificar el ambiente y dar señal de alarma si excede el nivel de preseteo; el sistema de ventilación debe descargar a una altura de 50 m a fin de lograr dilución infinita (6)

Una publicacion de la International Commission on Radiological Protection (ICRP) define el peligro radiológico del HTO relativo al HT a igual concentracion en aire, en exposiciones ocupacionales de 25.000 a 1. El peligro de los tritruros de metales es tal que puede ser retenido en los pulmones, con una inhalación biológica de vida media que puede ser del orden de una centena de dias si el material tiene baja solubilidad. La vida media del metal tritiado (U, Ti, Zr) retenido en el pulmón es incierta y se puede asumir del orden de 500 dias(3)

El peligro de fuego puede deberse a pérdida o liberación del isótopo de hidrógeno al ambiente y a una fuente de ignición. Si la pérdida es pequeña y el recinto grande la mezcla inflamable puede existir solamente localizada próxima a la fuga, en caso contrario la mezcla inflamable con aire que ocupa la parte superior del recinto se remueve con adecuada ventilación. En ambos casos la cantidad de material con límites de concentración inflamable depende de la velocidad de pérdida, tamaño del recinto y velocidad de ventilación. El Radiation and Industrial Safety del CRNL pone el límite para fugas de HTO en 10 Ci / semana(6).

6.- CONCLUSIONES

La realizacion de este informe permitió comprobar que muchos paises llevaron a cabo programas de investigación y desarrollo en el campo de la inmovilización y disposición de tritio, ej. Alemania, Canada, Estados Unidos, Japón, Egipto, etc. y cada uno, adoptó distintas soluciones según las concentraciones y los compuestos a estudiar (agua tritiada o tritio gas).

Se considera conveniente remarcar el hecho de que la toxicidad radiológica del agua tritiada respecto al tritio gaseoso para iguales concentraciones es de 25000 a 1. Este punto es de consideración al encarar estudios de inmovilización y disposición de tritio.

Con respecto al almacenamiento de tritio en forma gaseosa, se encontró que las dos opciones son: los cilindros especialmente diseñados o la inmovilización. Esta última se efectúa con metales para formar hidruros. La selección del metal dependerá del proyecto a futuro del tritio, para tiempos cortos de inmovilización se utiliza U, para tiempos más largos Ti y Zr y para inmovilizaciones permanentes lo utilizado es Y o Er

Por otro lado si se pretende almacenar agua tritiada, la opción más estudiada es la fijación en cementos; no es la mejor por la alta lixivialidad, pero es la más simple y economica. En este caso se aconseja utilizar cubiertas poliméricas, obteniéndose buenos resultados con resinas epoxi con imprimación. También se deben agregar aditivos, tales como sulfato de calcio hidratado, entre otros, pudiendose aumentar en estos casos la relación agua-cemento. Otra opción para fijar agua tritiada es la adsorcion sobre agentes secantes tales como el fosfato de

calcio, y los tamices moleculares, entre otros, aunque ésta alternativa, si bien es la que se indica como la mejor desde el punto de vista tecnico, es la menos difundida.

Otro punto importante a considerar es el diseño de los contenedores para los residuos tritiados. Se han desarrollado a nivel mundial varios tipos, que dependen de la selección del sitio para la disposición final del contenedor.

Con relacion al transporte de residuos tritiados, OIEA tiene regulaciones, por otra parte Canada tiene también una amplia normativa para el transporte de agua tritiada.

La selección del lugar para la disposición final, dependerá también de la concentración y del programa a llevar a cabo con el tritio en el futuro. Así para hidruros o cilindros con gas la opción es locales especialmente diseñados y con monitoreo permanente. Si se trata de residuos sólidos tales como cementos, se prefieren los depósitos subterraneos en sitios geológicamente estables, una alternativa son las formaciones geológicas salinas

Con relación al posible residuo de tritio proveniente de una instalacion de separación para las centrales argentinas, se considera que si el método de separación seleccionado es tal que el tritio está en forma gaseosa se deberia estudiar la formación de hidruros para periodos prolongados de inmovilización, mientras que si se tratara de agua tritiada deberia encararse el estudio de la fijación, para seleccionar la tecnologia entre la cementación y los agentes secantes. Debiéndose en ambos casos seleccionar el sitio de disposición final

7.- BIBLIOGRAFIA

1 - EL - SHARNOUBY A.K The feasibily of incorporating tritium wastes in epoxi resin. Dept Nuclear Research Centre, Cairo. Egypt. (1991)

2.- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Regulations for the safe transport of radioactive materials. Safety series Nro 6, I.A.E.A. . Vienna (1973)

3.- IAEA TRS N° 324 - International Energy Agency, Vienna 1981 SafeHandling of Tritium. Review of data and experience.

4.- IAEA TRS N° 203 - International Energy Agency, Vienna 1981. Handling of tritrium Bearing Wastes.

5.- IAEA TRS N° 234 International Energy Agency, Vienna 1984. Management of tritium at nuclear facilities

6.- NATAJARAN K. Tritium monitoring and measurement experience in pressurised heavy water reactor systems and associeted problems. Nuclear Power Corporation de la India. Bombay. TR/42 Bulletin of radiation protection, Vol.13 Nro.1 (1990).

7 - ORTMAN M.S , HEUNG L.K., NOBILE A., RABUN III R.L. Tritium proccesing at Savannah River Site : Present and future. Savannah River Company. (1989)

8.- COPPARI. N. R. Tecnologias para Inmovilización y Disposicion de Tritio. CNEA.C.RCR.ITE 039.1996

AR9700026

CONVALIDACIÓN DEL CÓDIGO DELFIN POR MEDIO DE LAS EXPERIENCIAS A POTENCIA CERO DE LA CENTRAL NUCLEAR DE ATUCHA I

Carlos R. GRANT
Sector: "Estudios de Reactores y Centrales"
Unidad de Actividades: "Reactores y Centrales Nucleares"
Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) - Argentina

1.- INTRODUCCIÓN

Con el propósito de convalidar el código DELFIN para la simulación de reactores de agua pesada se han hecho comparaciones con resultados obtenidos con PUMA en gestión de combustible (referencia 1), con códigos canadienses y PUMA para cinética espacial (referencia 2) y con experiencias en macroceldas y reactores tipo CANDU (referencia 3). En este trabajo compararemos evaluaciones de los valores de reactividad de las barras de control medidos en las experiencias a potencia cero realizadas en la central nuclear de Atucha I con valores calculados por medio de DELFIN.

1.1- Cálculos de celda y macrocelda

Se empleó, tanto para los cálculos de celda como para los de multicelda, el sistema BASE - HUEMUL (referencias 4 y 5).

Para la celda, con y sin Boro, se partió ante todo de un modelo unidimensional cilíndrico con el sistema BASE - HUEMUL, a partir del cual se hallaron secciones eficaces a 69 grupos homogeneizadas para el manojo, el tubo, y varias zonas del moderador definidas por su cercanía a los canales o a la barra de control. Con estas secciones eficaces se calculó una red bidimensional algo simplificada que se puede ver en la figura 1 .

Tomando luego como base esta red se resolvió el problema con y sin boro, con barras negras y grises a 69 grupos y en cada caso se condensó a dos grupos para emplear la macrocelda más detallada en su representación espacial que se muestra en la figura 2 . De este modo se obtuvieron las secciones eficaces incrementales para las barras de control, en las que se discriminó la parte superior de la parte inferior de las mismas.

En estos modelos se supone que las barras son verticales. Para tener en cuenta su inclinación se dividen las secciones eficaces incrementales por el coseno del ángulo de inclinación de cada una de ellas.

1.2- Modelo del reactor

En la figura 9 puede verse el modelo en elementos finitos empleado para la representación del reactor.

Para cada uno de los 253 canales combustibles se emplearon 10 trozos consistentes en prismas hexagonales de una altura de 53 cm en los que se tiene en cuenta el hecho de que los flujos en la superficie de las celdas no coincide con el flujo medio, tanto para el flujo

rápido como para el térmico. De este modo es posible evaluar correctamente las condiciones de continuidad del flujo y las corrientes en la interfase entre el núcleo y el reflector (ver referencia 6).

El reflector radial se modela en parte con elementos finitos y los últimos 6 cm con una matriz de respuesta (figura 9). Los reflectores axiales fueron representados totalmente con un matriz de respuesta.

Para la modelización de las barras se generaron perturbaciones de tal manera que se perturbe siempre un solo trozo axial cada vez para evitar problemas de dilución axial y en los cálculos realizados se emplearon inserciones que coinciden con un número entero exacto de trozos axiales. Se discriminó en las barras de control los tramos inferiores de los superiores y se tuvieron en cuenta los efectos de los tubos guía.

1.3- Experiencias calculadas

Las experiencias se efectuaron en 1974 y puede verse su descripción en la referencia [7]. Se calcularon las realizadas en caliente (isotérmico a 210 °C) en las que la fracción de neutrones retardados fue corregida con los valores obtenidos con mediciones más actuales (Tuttle).

2.- RESULTADOS OBTENIDOS

2.1- Sin barras:

El valor de la reactividad del núcleo en caliente con 11 ppm de boro es subestimado en 315 pcm, según puede apreciarse en la tabla I. Se nota la importancia de tener en cuenta el efecto de los tubos guía, tanto en su propio valor de reactividad como su efecto sombra sobre el valor total de las barras grises que es disminuido en unos 50 pcm (alrededor de un 5%).

2.2- Valor del boro:

Fue calculado para diferentes valores de la inserción del banco B (todas menos las barras parciales), verificándose que es bastante sensible a la presencia de dichas barras, tal como se aprecia en la tabla II.

2.3- Reactividad de los bancos de barras:

Pueden verse estos valores en la tabla III.

El valor total de la reactividad de los bancos R1 y G fue calculado con una precisión excelente, sobreestimándose el valor total de los bancos R1 y R2 (con G=465 cm) en conjunto en un 2.7% . Puede verse también el valor del banco B completo, del cual no se tienen datos experimentales precisos. Se dan a también los valores hallados con las constantes empleadas hasta ahora en PUMA a modo de comparación.

2.4- Curvas de calibración de las barras:

Puede apreciarse en las figuras 2 a 7 la comparación entre los valores calculados y los medidos para el banco G, el R1, el R1 con 465 cm de inserción del banco G y el R1 y R2 en conjunto también con el banco G.

En el caso del banco G (figura 3) la coincidencia entre los valores medidos y calculados es sorprendentemente buena y en los demás casos (figuras 4, 5 y 6) las curvas de calibración se reproducen con una fidelidad más que aceptable. Sólo en el caso de dos bancos negros juntos (figura 6) existe una sobreestimación del valor total de la reactividad medida en un 2.7 %.

Para el banco B (todas las barras), la comparación entre valores calculados y medidos se aprecia en la figura 7. En el tramo medido las diferencias obtenidas son aceptables. En la figura 8 se aprecia la combinación crítica entre el boro y la inserción del banco B, donde las diferencia halladas son aceptables teniendo en cuenta las imprecisiones en las mediciones de la concentración del boro y las del modelo de cálculo al representar una gran cantidad de barras del control presentes en el núcleo.

El uso en DELFIN de las constantes de barras empleadas en PUMA, según puede verse en la tabla III, lleva a errores considerables en la estimación del valor de las barras, sobre todo en el caso de las barras negras. Esto se debe a que como en PUMA se sobreestima el valor de las barras por la dilución que produce la simulación de una red hexagonal mediante coberturas sobre una red cilíndrica, las secciones eficaces incrementales fueron ajustadas con valores obtenidos con TRISIC (referencia 8). En la referencia 6 se muestra este efecto, que lleva a que si empleamos las mismas constantes calculadas para DELFIN en PUMA, éstas deben ser corregidas por un factor igual a 0.96 para las barras grises y 0.84 para las barras negras para reproducir correctamente las curvas de calibración de las mismas.

Para el código heterogéneo TRISIC se calculan condiciones de contorno en el borde de las barras del tipo J/þ que también deben ser ajustadas, pues este modelo emplea teoría de difusión en el moderador, lo que no es válido en la vecindad de las barras.

3.- CONCLUSIONES

- Se reprodujeron las experiencias a potencia cero en caliente de la Central Nuclear de Atucha realizadas en 1974 mediante el empleo del código DELFIN, en donde se emplearon secciones eficaces de celda e incrementales para las barras grises y negras halladas con el sistema BASE y HUEMUL, y se simularon diferentes configuraciones de los bancos de barras de control.

- Tanto los valores de los parámetros globales como las curvas de calibración de las barras fueron reproducidas con una excelente coincidencia entre los valores medidos y calculados para todas las configuraciones.

- Debe tenerse en cuenta que en este proceso no se han introducido factores de corrección de ninguna especie tal como fue necesario al reproducir estas experiencias en los modelos de diferencias finitas (PUMA) o en el modelo heteregéneo (TRISIC, referencia 8). Esto

se debe a que las herramientas de calculo empleadas reproducen con mucha mayor fidelidad al núcleo tanto en el nivel de celda, macrocelda o reactor.

- Se concluye que para la simulación del funcionamiento de la Central Nuclear de Atucha I (y por lo tanto también de Atucha II) es el modelo de elementos finitos implementado en el código DELFIN el más adecuado con que se cuenta en este momento, tanto para la gestión de combustible, como para los ciclos de potencia y la cinética espacial.

REFERENCIAS

1) PUMA, Sistema para la Simulación del Funcionamiento de Reactores Nucleares.

C. GRANT, CNEA, Re 163 1980

2) Mejoras en el Método Cuasiestático en PUMA y DELFIN. Comparaciones con Casos de Referencia.

C. GRANT, CNEA, a publicarse.

3) Validación Experimental del Código DELFIN con Mediciones en una Multicelda de Agua Pesada.

C. GRANT, AATN 1991

4) Sistema BASE, Descripción y Uso.

C. GRANT, CNEA, IT 1057/91

5) HUEMUL, a Two Dimensional Multigroup Collision Probability Code for General Geometries.

C. R. CALABRESE, C. GRANT
Ann. Nucl. Energy, Vol 18 No 2 pp 63-73 1991

6) Factibilidad de la Simulación de la Gestión de Combustible de Atucha I y II mediante Elementos Finitos.

C. GRANT, CNEA, IT 1037/91

7) Mediciones Críticas en el Reactor de la Central Nuclear de Atucha. Primera Puesta a Crítico y Experiencias a Potencia Cero.

H. PERL, J. VIÑEZ, CNEA Re-106, 1975

8) TRISIC, Tridimensional Simulation Code.

C. GRANT, H. MOLDASCHL, R. SOLANILLA

KWU, Erlangen 1971

TABLA I : VALORES SIN BARRAS

VALORES GLOBALES CALCULADOS

(núcleo fresco con 11 ppm de boro a 210 grados
reactividad sin barras ni tubos guía: 121 pcm
reactividad sin barras y con tubos guía: -315 pcm
valor medido: crítico

VALOR DE LOS TUBOS GUIA:

núcleo fresco con 11 ppm de boro a 210 grados: 436 pcm
condición normal de funcionamiento: 338 pcm

EFECTO DE LOS TUBOS GUIA:

(núcleo fresco con 11 ppm de boro a 210 grados)
reactividad del banco G sin tubos guía ni barras parciales: 1276
reactividad del banco G con tubos guía y barras parciales: 1213

TABLA II : VALORES DEL BORO

REACTIVIDAD DEL BORO:
(núcleo fresco con 11 ppm de boro a 210 grados)
Banco B en 204 cm : 571 pcm/ppm
Banco B en 310 cm : 580 pcm/ppm
Banco B en 416 cm : 609 pcm/ppm
VALOR MEDIDO : 599 pcm/ppm con una desviación standard de 25 pcm

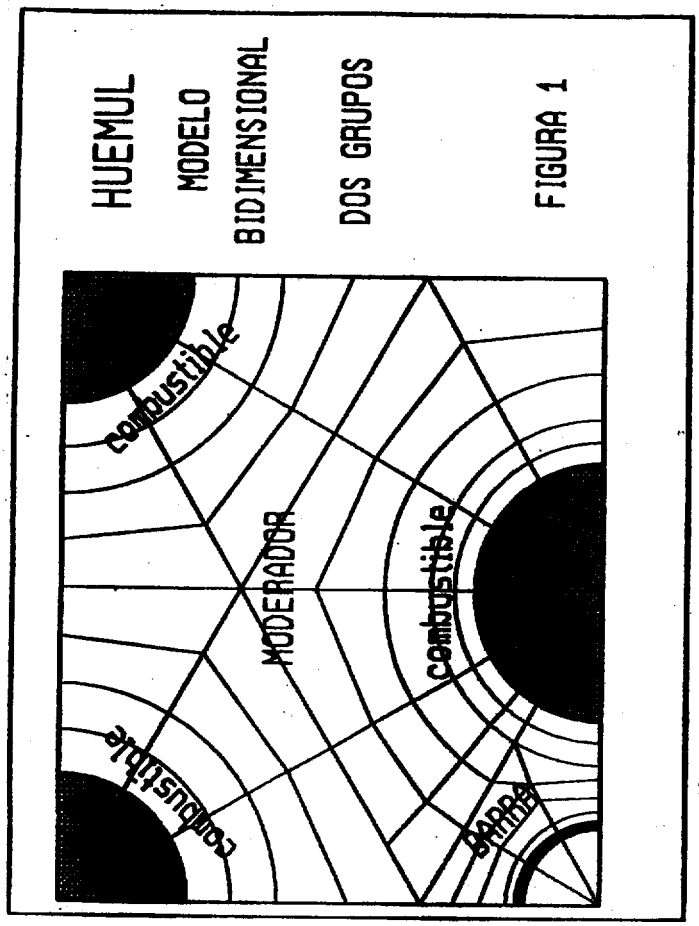
REACTIVIDAD DEL BORO:
(condición normal de funcionamiento)

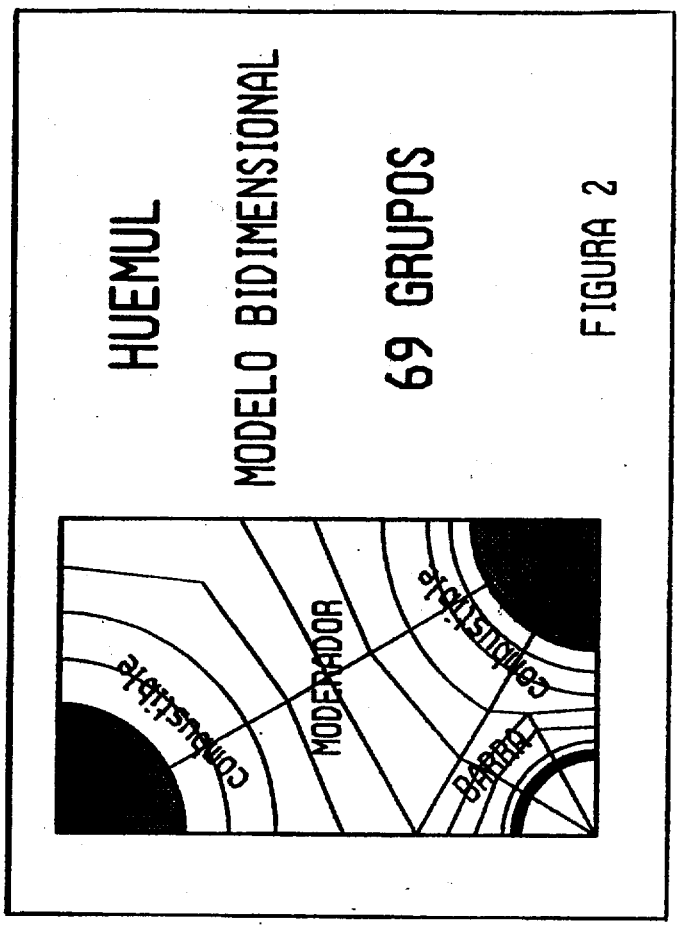
Banco G en 465 cm y R1 en 150 cm 547 pcm/ppm

TABLA III :
REACTIVIDAD DE LOS BANCOS DE BARRAS A 11 PPM DE BORO Y 210 GRADOS:

	constantes de HUEMUL			Ctes viejas	
	medido (pcm)	calculado (pcm)	dif (%)	calculado (pcm)	dif (%)
Banco G	1210	1200	-0.9%	1132	-6.9%
Banco R1 (G = 0)	2050	2050	0.0%	1859(*)	-9.3%
Banco R1 (G = 465)	1930	1940	+0.5%	1588(*)	-17.7%
Bco R1+R2 (G = 465)	3260	3350	+2.7%	--	--
Banco B (todas)	no hay	11150	--	--	--

(*) : banco R2





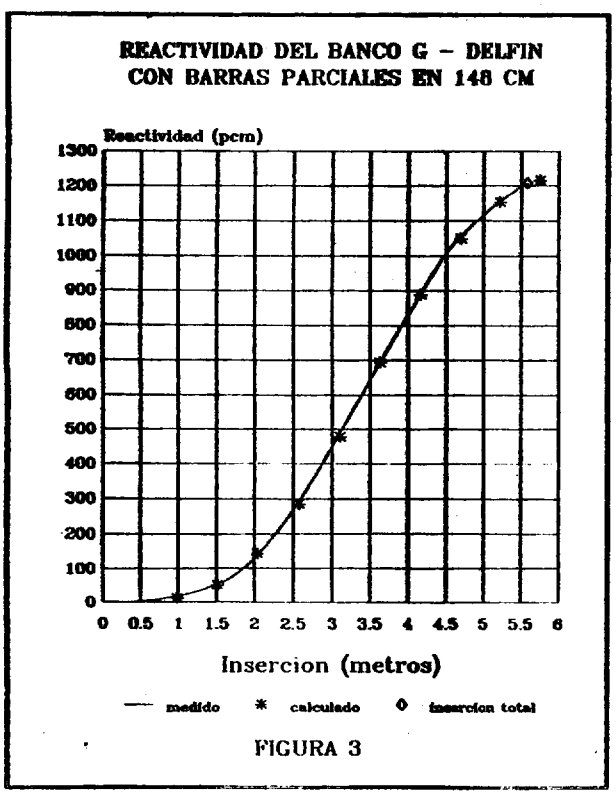


FIGURA 3

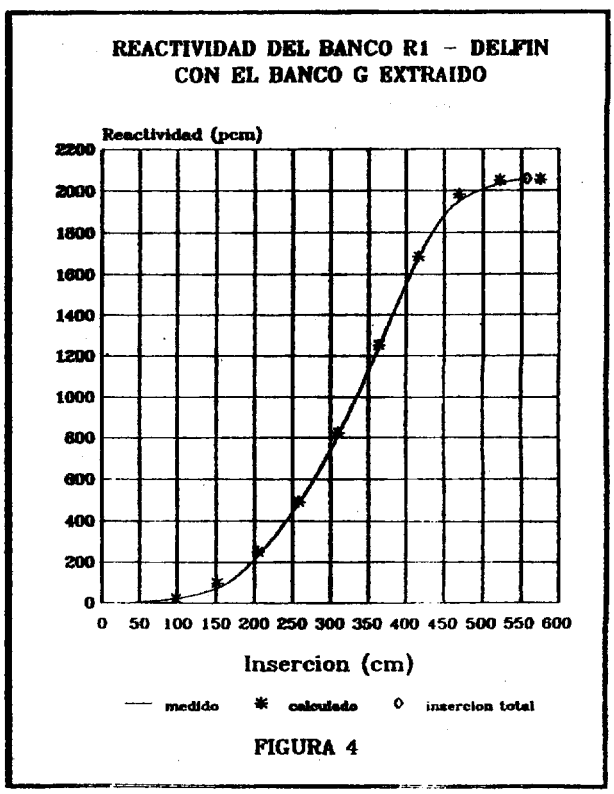


FIGURA 4

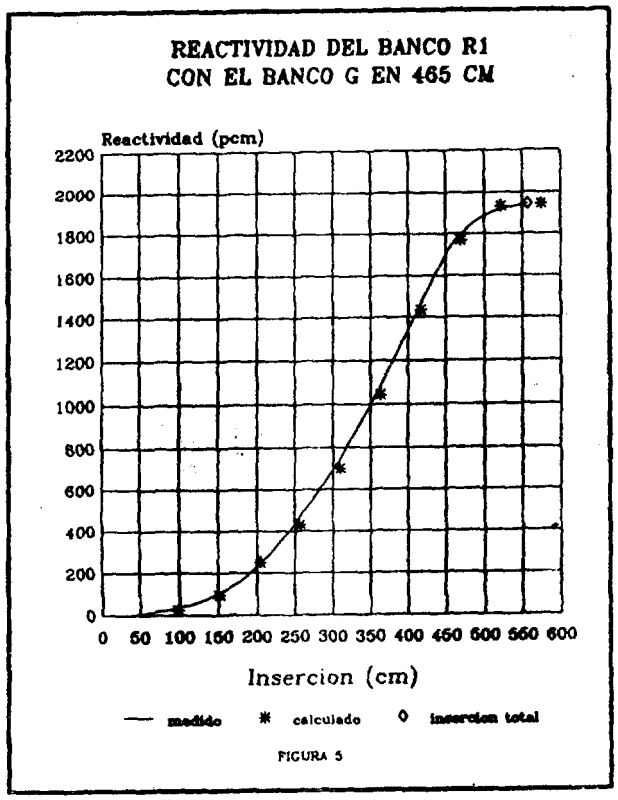


FIGURA 5

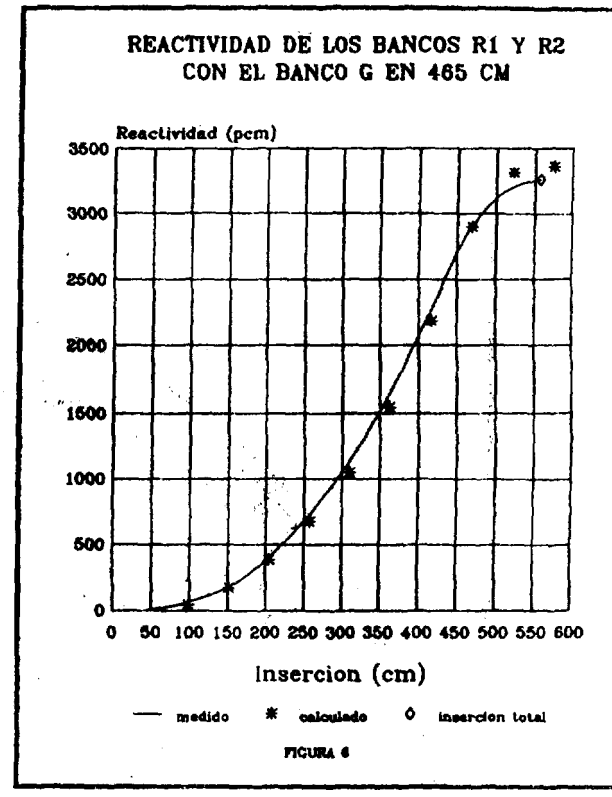


FIGURA 6

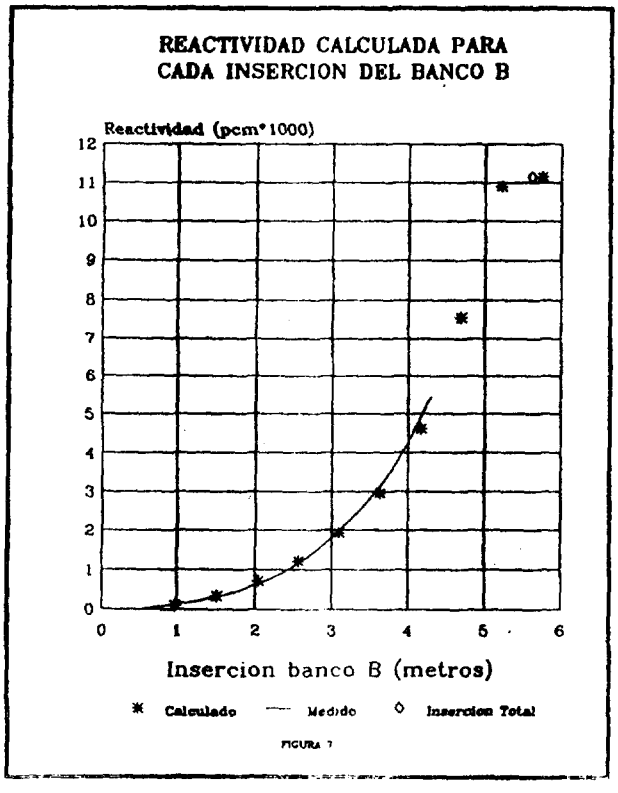


FIGURA 7

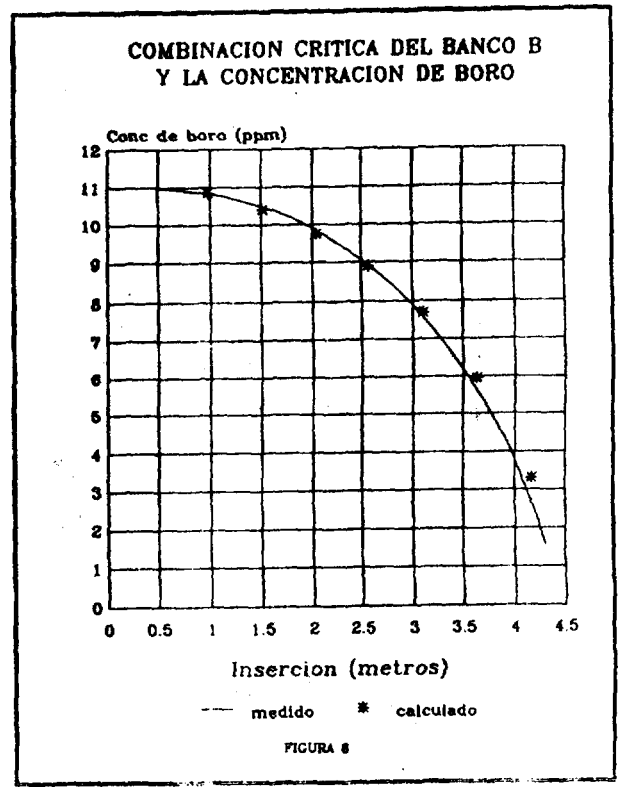


FIGURA 8

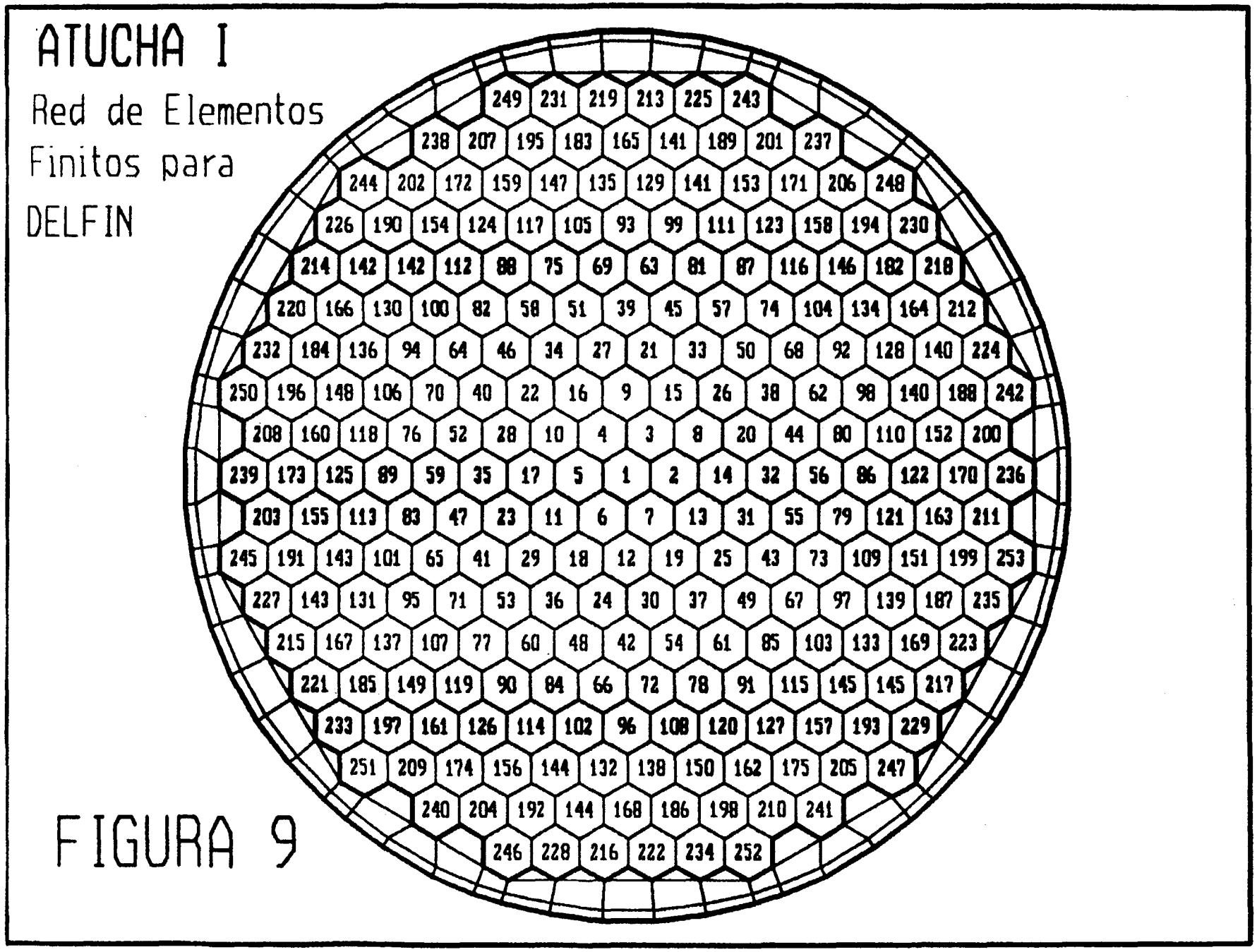

ATUCHA I
Red de Elementos
Finitos para
DELFIN
249 231 219 213 225 243
238 207 195 183 165 141 189 201 237
244 202 172 159 147 135 129 141 153 171 206 248
226 190 154 124 117 105 93 99 111 123 158 194 230
214 142 142 112 88 75 69 63 81 87 116 146 182 218
220 166 130 100 82 58 51 39 45 57 74 104 134 164 212
232 184 136 94 64 46 34 27 21 33 50 68 92 128 140 224
250 196 148 106 70 40 22 16 9 15 26 38 62 98 140 188 242
208 160 118 76 52 28 10 4 3 8 20 44 80 110 152 200
239 173 125 89 59 35 17 5 1 2 14 32 56 86 122 170 236
203 155 113 83 47 23 11 6 7 13 31 55 79 121 163 211
245 191 143 101 65 41 29 18 12 19 25 43 73 109 151 199 253
227 143 131 95 71 53 36 24 30 37 49 67 97 139 187 235
215 167 137 107 77 60 48 42 54 61 85 103 133 169 223
221 185 149 119 90 84 66 72 78 91 115 145 145 217
233 197 161 126 114 102 96 108 120 127 157 193 229
251 209 174 156 144 132 138 150 162 175 205 247
240 204 192 144 168 186 198 210 241
246 228 216 222 234 252

FIGURA 9

EFFECT OF THE PORE SIZE DISTRIBUTION ON THE SEPARATION FACTOR OF MEMBRANES USED AS BARRIERS FOR ISOTOPIC SEPARATION BY GASEOUS DIFFUSION

Daniel A. Serrano* and Horacio S. Wio*

INTRODUCTION

The governing principle for the gaseous diffusion method of mass separation is the phenomenon of molecular diffusion (Benedict, Pigford [1],Massignon [2]). In order to achieve the separation of different isotopic species by means of molecular diffusion, we use barriers (membranes) with pores of small enough sizes.

The *separation efficiency* of a membrane is given by the *separation factor* α, which is expressed in a general form as

$$\alpha = \frac{N_o(1 - N_e)}{N_e(1 - N_o)} \tag{1}$$

where N_e and N_o are the molar fractions of the *light* mass, at both ends of the membrane (see Fig.1): the entrance (natural) and at the output (enriched), respectively. For the particular case of Uranium enrichment in the U^{235} isotope, it can be written (Massignon [3]) as

$$\alpha = 1 + \epsilon = 1 + \epsilon^* SZ f(\theta) \tag{2}$$

where ϵ is the "separation coefficient", and ϵ^* represents its ideal theoretical value given by the "Graham law" (Kennard [4], Cunningham, Williams [5]) for molecular effusion: $\epsilon^* = (M_2/M_1)^{1/2} - 1$, with M_1 and M_2 the light and heavy masses respectively. Hence, $\epsilon^* = 0.004289$ for U^{235}/U^{238} (in gaseous state as in UF_6).

Thus, the true value for the separation coefficient will be smaller than the corresponding ideal value of ϵ^* due to factors S, Z and $f(\theta)$ (all ranging from

* Centro Atómico Bariloche (CNEA) and Instituto Balseiro (UNC), 8400-S.C.Bariloche, ARGENTINA.

0 to 1). S (Massignon [3]) is called the pressure factor which takes account of the shifting of the molecular (Knudsen) regime of gas flow through capillaries (those capillaries being the ones that make up the membrane itself). It essentially depends on the forward and backward pressures on the membrane, and on a "characteristic pressure" which is a function of the pore size. Z (Massignon [3]) is called the aerodynamic factor taking into account the mixing efficiency of both gas components in the higher pressure side of the membrane, and depends on the aerodynamic condition of the upstream gas flow. $f(\theta)$ (Massignon [3]) is called the Rayleigh distillation factor and takes account of the fact that the gas becomes impoverished as it passes along the porous channels formed by the membrane. It only depends on θ ($f(\theta) = -\frac{1-\theta}{\theta}\ln(1-\theta)$), the cut factor, which is the ratio of the gas fluxes between the one flowing through the membrane and another which passes along the porous channels at the entrance of the membrane, on the feeding side.

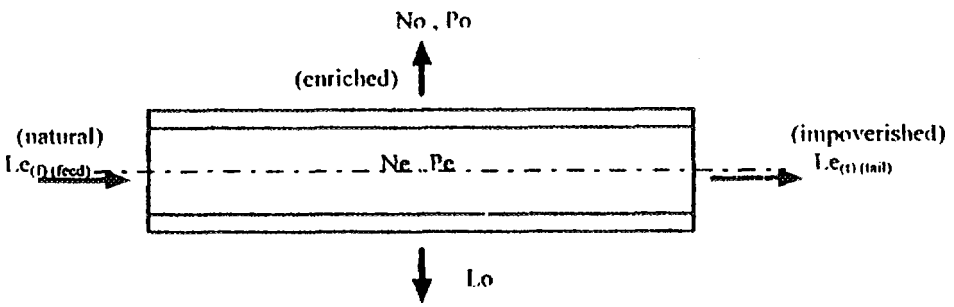


Figure 1 *Typical diffusion membrane: the shadow region makes up "the barrier (membrane)" itself. Ne, Pe and No, Po are the molar fractions of the light mass and pressures at both ends of the membrane: at the entrance and at the output (enriched), respectively. Le_f, Le_t and Lo are the corresponding flow rates for the gas streams, and $\theta = Lo/Le_f$ is the so called "cut factor".*

This separation factor yields the achieved enrichment and therefore defines, in essence, the total number of stages in the diffusion plant. Another parameter related to total efficiency of the barrier or membrane is its permeability, which is associated with the amount of enriched material per unit time.

Summarizing, we will look into the manner in which a real pore size distribution affects the true separation factor α. In the following sections we present the specific model we will work with and some particular situations while the last section includes a final discussion of our results.

INCLUSION OF THE PORE SIZE DISTRIBUTION

The explicit form of the separation factor α, indicated in Eq.(2), in our case is

$$\alpha = 1 + C_0 \exp[-(C_1 r + A)] \tag{3}$$

with

$$A = C_2[1 + \frac{C_3 \tau}{dH^{1/4}}]^{-1} \tag{4}$$

Here C_0, C_1, C_2, C_3 are operational and design constants of the diffusion plant (Serrano [6]) (see appendix). For a given membrane (or set of membranes), the only variables playing a relevant role in Eq.(3) are: r - pore radius ($\AA$), H - permeability (10^{-6} mol/min. cm^2 cmHg), τ - porosity (dimensionless), d - inner membrane diameter (cm)

Eq.(3) is a value of α corresponding to a membrane with all pores of the same size. It is generally used for the evaluation of α in a real membrane the replacement of r by some average value r_0, chosen with a more or less arbitrary criterion, even though in such a real membrane there is a pore size distribution. It is reasonable to ask how the expression of α will be affected if in Eq.(3) we consider the whole pore distribution $p(r)$, according to

$$< \alpha >= \int dr \alpha(r) p(r) \tag{5}$$

As an example, in Figure 2 we depicted a real pore distribution that corresponds to a typical set of membranes. It can be seen that even though there is a much larger peak, in principle we have a bimodal distribution. This distribution can be adjusted by a combination of a normal distribution, for the majority pores of larger size, and a Gamma distribution to take care of the smaller pores contribution.

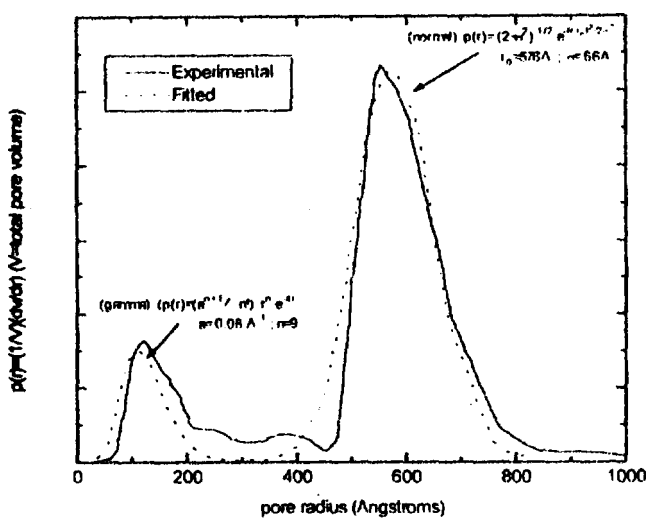


Figure 2 *Experimental distribution of pore sizes, and its theoretical adjustement*

It will be interesting to verify initially how much the factor α is affected when we consider a monomodal distribution, consisting of a distribution with a certain width around a mean value r_0, instead of a unique pore size (i.e. a δ-like distribution).

Let us consider a normal distribution of pore sizes with the characteristic parameters r_0 and σ

$$p(r) = [2\pi\sigma^2]^{-1/2} \exp[-\frac{(r - r_0)^2}{2\sigma^2}]. \quad (6)$$

According to Eq.(5), the *mean separation factor* $< \alpha >$ results

$$< \alpha >= 1 + C_0 \exp[-(C_1(r_0 - \frac{c_1\sigma^2}{2}) + A)], \quad (7)$$

implying that such a membrane will behave as one with a δ-like pore size distribution, but having an *effective mean radius* r_{eff}, smaller than r_0

$$r_{eff} = r_0 - \frac{C_1\sigma^2}{2}. \quad (8)$$

This indicates that small pores have a stronger influence, concerning separation effects, than the larger ones. However, this result will be valid only if the pore distribution is such that the average value r_0 is far away from zero while σ is small enough in order to make the contribution of the negative tail negligible.

THE DILUTION EFFECT

When analysing a membrane with a unique pore size, the influence of the permeability on the separation factor is apparent from the relation of the parameter A with the permeability H as shown in Eq.(4). So far, the value of H was considered to be a constant and its variation with the pore size was not taken into account. In principle this seems to be correct as such a variation does not affect significantly the values of A in a real case. However, H plays an essential role due to the fact that pores of different size have different transport properties implying that the flow through small pores is smaller that through large ones. We have on one hand that the separation factor of small pores is larger than for large ones, while on the other the mass transport through large pores is larger than through small ones. Hence, we meet a mixing phenomenon after the membrane, where a small flow of highly enriched gas, from the smaller pores, is diluted by a large flow of a relatively less enriched gas, from the larger ones, with the result that the total effect could be an *effectively reduced real separation factor*.

In the previous section we have neglected the previously indicated effect. In order to define a *mean real separation factor*, taking into account such a phenomenon, we can make the following analysis. Let us consider the simple case of a distribution with only two pore sizes, and call N_o the molar fraction of the light molecules. The total volume of gas going through the membrane in a given time period is

$$V N_o = V_1 N_{o1} + V_2 N_{o2}, \quad (9)$$

here N_{oi} and V_i $(i = 1, 2)$ are the molar fractions (of light molecules) and the associated volume going through pore 1 or 2 respectively.

Calling N_e the molar fraction of the light molecules before the membrane, we can write

$$\frac{N_o}{N_e} = \frac{V_1}{V}\frac{N_{o1}}{N_e} + \frac{V_2}{V}\frac{N_{o2}}{N_e}. \tag{10}$$

According to Eq.(1), and taking into account that $N_o, N_e \ll 1$, we can write that $\alpha \sim \frac{N_o}{N_e}$. We also have that $\frac{V_1}{V} = \frac{H_1}{H}$ and $\frac{V_2}{V} = \frac{H_2}{H}$, with $H = H_1 + H_2$, so that Eq.(10) reduces to

$$< \alpha >= \frac{H_1}{H}\alpha_1 + \frac{H_2}{H}\alpha_2. \tag{11}$$

This simple example suggests that in order to take into account the *dilution effect*, when considering a given pore size distribution, the *mean separation factor* $< \alpha >$ should be calculated according to

$$< \alpha >= \frac{\int dr\mathcal{H}(r)\alpha(r)p(r)}{< \mathcal{H} >} \tag{12}$$

where $< \mathcal{H} >= \int dr\mathcal{H}(r)p(r)$ is the membrane permeability corresponding to the pore distribution $p(r)$. Here we will assume that the dependence of the permeability on pore size is expressed through the Adzumi equation (Massignon [7], Dees et al [8])

$$\mathcal{H}(r) = \left(\kappa\frac{8}{3}\frac{r}{< M^{1/2} > [2\pi RT]^{1/2}} + \frac{\overline{p}}{8RT\eta}r^2\right)\frac{\tau}{E}, \tag{13}$$

where M is defined by $\langle M^{1/2}\rangle = NM_1^{1/2} + (1 - N)M_2^{1/2}(gr/mol)^{1/2}$; R is the universal gas constant; T is the absolute temperature (in Kelvin); $\overline{p} = (p_e + p_o)/2$ is the average pressure on the membrane (or barrier) (cm Hg), p_e, p_o are the forward and backward pressures respectively (cm Hg); η is the gas viscosity (cpoise) and finally E is the membrane thickness (cm).

The first term in Eq.(13) represents the contribution from the molecular flow (i.e. Knudsen regime) and the second corresponds to the viscous flow (i.e. Poiseuille regime). The constant κ (called Adzumi constant), is strictly dependent on the pressure, and takes into account the permeability in the transition zone between both regimes, trying to capture the minimum that sometimes arises in this zone (particularly for capillary systems). The flow regime in this zone is called *slip flow*. In porous materials, like our membranes, such a minimum is hard to detect experimentally, and even its existence is controversial. Hence, for our objectives, and in order to adjust our experimental data, it is enough to assume a constant value: $\kappa = \pi/8$.

Replacing Eq.(13) into Eq.(12) we obtain a general expression for the *mean real separation factor*, corresponding to a membrane with a normal pore size distribution

$$\alpha_{real} = \alpha(r_{eff}) - t_H \tag{14}$$

where $\alpha(r_{eff})$ is given in Eq.(7) and

$$t_H = \frac{(a + 2br_{eff})C_1\sigma^2 C_0 \exp[-(C_1 r_{eff} + A)]}{ar_0 + b(r_0^2 + \sigma^2)}, \tag{15}$$

corresponds to the term that takes care of the *dilution effect*; with $a = 8\kappa\tau/3 < M^{1/2} > [2\pi RT]^{1/2}E$ and $b = \tau\bar{p}/8RT\eta E$.

If we consider as an example a membrane's distribution like one of the larger peak depicted in Figure 2, we obtain the value $\alpha(r_0 = 576\mathring{A}) = 1.0016279$, for a δ-like distribution membrane of a pore size equivalent to the mean value of the indicated distribution (i.e. $\sigma = 0$ or δ-like). Including now the distribution width $\sigma = 66\mathring{A}$, it yields, by Eq.(8), an effective radius $r_{eff} = 575.1\mathring{A}$, and according to Eq.(7) we obtain $\alpha(r_{eff} = 575.1\mathring{A}) = 1.0016285$. If we now include the *dilution effect*, the *mean real separation factor* for this membrane reduces to $\alpha_{real} = 1.0016229$. This last value, if we consider a membrane with a unique pore size, will correspond to a mean real pore radius $r_{real} = 584\mathring{A}$, larger than the mean radius r_0.

The previous results indicate that the consideration of the complete membrane pore distribution is not too relevant when calculating the real separation factor. It seems sufficient, regarding such a calculation, to estimate the *mean pore radius* r_0 and use it in order to obtain a good estimation of this factor. The previous example makes it clear that, even if the standard deviation is 11% of the mean pore radius r_0, the deviation of the mean real pore radius with respect to r_0, is lower than 1.5%. Even a distribution with a width three times larger, corresponding to a dispersion of 35% in the pore size, will yield a deviation of only 12%, when using an evaluated r_{real} instead of r_0.

According to the previous comments regarding the experimentally obtained pore size distributions, in general they have a bimodal shape, as we show in Fig.(2) for our case. Hence, we can reasonably approximate such a distribution by a sum of two δ contributions

$$p(r) = k_1\delta(r - r_1) + k_2\delta(r - r_2) \tag{16}$$

and such that $k_1 + k_2 = 1$. Applying this criterion to the experimental distribution depicted in Figure 1, with the parameter values:
$r_1 = 120\mathring{A}$; $r_2 = 576\mathring{A}$; $k_1 = 0.13$; $k_2 = .87$; $H(r_1) = 0.92\ 10^{-6}$; $H(r_2) = 4.87\ 10^{-6}$; $\alpha(r_1) = 1.0020133$; $\alpha(r_2) = 1.0016279$
-the units of H are $mol/min.cm^2.cmHg$- we obtain for those membranes an overall permeability of $H_T = 4.36\ 10^{-6} mol/min.cm^2.cmHg$, and an overall separation factor of $\alpha_T = 1.0016385$. The same values are obtained for a membrane of uniform pores of size $r = 565\mathring{A}$. This shows the reduced impact of the smaller pores, when compared with the influence of the larger ones, on the calculation of the permeability or separation factor of the membrane.

The previous results can be exploited to make a rough estimation of the influence of a crack on the efficiency of a membrane.

Let us consider a membrane similar to the ones we have discussed, such that it has pores with the following characteristics:

$$r_p = 526\mathring{A}, \quad H_p = 4.870\ 10^{-6} mol/min.cm^2.cmHg, \quad \alpha_p = 1.0021579$$

Hence, here we have only considered the pores corresponding to the peak of larger sizes as the influence of the smaller pores has been found to be also small. If there is a small crack in this membrane, of say $\simeq 1\mu m$, and we assume this fracture to be a pore of approximately the same radius, it will induce the following characteristics in such a membrane

$$r_c = 10000\mathring{A}, \quad H_c = 242\ 10^{-6} mol/min.cm^2.cmHg, \quad \alpha_c = 1.0000309.$$

Hence, if the weight factors for the small pores and the fracture are

$$k_p = 0.99, \qquad k_c = 0.01$$

the final characteristics of such a membrane will be

$$r_{eff} = 1531\mathring{A}, \quad H_{eff} = 7.24\ 10^{-6} mol/min.cm^2.cmHg, \quad \alpha_{eff} = 1.0010943.$$

The previous discussion makes then obvious the harmful consequences of a small crack on the separation efficiency of a membrane.

CONCLUSIONS

In this work we have shown that the explicit use of the pore size distribution with a given width, in principle, implies that such a membrane will behave as one with a δ-like pore size distribution, but having an *effective mean radius* r_{eff}, smaller than the mean radius r_0 usually employed. This indicates that small pores will have a stronger influence, concerning separation effects, than the larger ones. However, when including dilution effects we have found that the *mean real pore radius* r_{real} results to be larger than the *mean pore radius* r_0, indicating a more relevant contribution from the larger pores. The simultaneous consideration of both effects finally indicate that the consideration of the complete membrane pore distribution is not too relevant for calculating the real separation factor. It seems enough, regarding such a calculation, to use the *mean pore radius* r_0 in order to obtain a good estimation of the separation factor.

In the case of experimental multimodal pore size distributions, the results obtained for monomodal distributions and the consideration of the dilution effect have indicated that such real distributions can be adequately described

by assuming several δ contributions located at each peak of the real distribution, with weight factors proportional to their areas. In this form, it is easy to prove the reduced impact of the smaller pores, when compared with the influence of the larger ones, on the calculation of the permeability or separation factor of the membrane. The particular case of bimodal distributions makes easy to assess, in an approximate way, the effect of cracks and makes obvious the harmful consequences of a small crack on the separation efficiency of a membrane.

The authors thank E. Santos, M. Dimitrijewits and E. Zuzek for useful discussions.

References

[1] M.Benedict and T.H.Pigford, *Nuclear Chemical Engineering*, Chp.12, Sec.3, p.484, (McGraw-Hill, New York, 1957).

[2] D. Massignon, *Gaseous Diffusion*, in *Uranium Enrichment*, Chp.3, p.55, Ed.S.Villani, *Topics in Applied Physics* vol.35 (Springer-Verlag, Berlin, 1979).

[3] D. Massignon, *Théorie de la séparation: la cellule et la barrière de diffusion*, Commissariat l'Energie Atomique, CEA–BIST, Nr.206, pg.9-20 (September 1975).

[4] E.H. Kennard, *Kinetic Theory of Gases*, Chap.3, (McGraw-Hill, N.Y. 1938).

[5] R.E. Cunningham and R.V.V. Williams, *Diffusion in gases and porous media*, Chap.2, (Plenum, N.Y., 1980).

[6] D. Serrano, *Método de seguimiento sistemático de control de eficiencia en la producción normal de las barreras de la planta de difusión gaseosa de Pilca*, INVAP S.E., Internal Report (1995).

[7] D. Massignon, *Characteristics of barriers that can be used for isotope separation by gaseous diffusion*, in *Proc.2nd. United Nations Int.Conf. on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Production of Nuclear Materials and Isotopes*, **4**, pg.388-394, United Nations, Geneve (1958).

[8] P.V.Dees, T.G.Tjan and V. Polderman, *Determination of pore diameter by permeability measurements*, Powder Technol. **27**, 29-36 (1980).

AR9700027

COMPARACIÓN ENTRE UN MODELO DE DIFERENCIAS FINITAS (PUMA) Y UNO DE ELEMENTOS FINITOS (DELFÍN) PARA LA SIMULACIÓN DEL REACTOR DE LA CNA-I

Carlos R. GRANT
Sector: "Estudios de Reactores y Centrales"
Unidad de Actividades: "Reactores y Centrales Nucleares"
Comision Nacional de Energia Atómica (CNEA) - Argentina

1.- INTRODUCCIÓN

El código PUMA (Referencia 1), desarrollado en CNEA, simula el funcionamiento de reactores nucleares discretizando el espacio en diferencias finitas. Actualmente se emplea para la CNA-I para la gestión de combustible, simulación de accidentes y diseño de estrategias de recambio con Uranio Levemente Enriquecido.

La representación de núcleo se realiza mediante una red cilíndrica a fin de poder simular correctamente el contorno externo, pero como los canales están dispuestos según un reticulado hexagonal, fue necesario representarlo mediante coberturas volumétricas sobre la red original. Este hecho hace que las secciones eficaces, que se distribuyen sobre la red cilíndrica, se diluyan entre canales vecinos.

Como las barras de control se representan por medio de secciones eficaces incrementales en los trozos axiales de los canales, éstas también se diluyen provocando una sobreestimación del valor de reactividad de las mismas. Este hecho fue corregido efectuando ajustes con las experiencias a potencia cero.

Además, como el metodo homogeneo no trata correctamente la continuidad de flujos y corrientes en la interfase nucleo - reflector, se produce una sobreestimación sistemática de los valores de las potencias de los canales periféricos de hasta 9 por ciento.

Sin embargo, comparaciones con el codigo heterogéneo TRISIC (referencia 2) demostraron que estos problemas no invalidaban el empleo de PUMA para la gestión de combustible de la CNA-I, pues las diferencias entre las distribuciones de flujo y potencia halladas por ambos programas eran aceptables. En la periferia, donde las diferencias eran mayores, los flujos tenían valores bajos, por lo que le restaba importancia al problema. Además, PUMA podía representar el reactor entero con una simulación realista de las barras de control y TRISIC estaba obligado a hacerlo en simetría 3, lo cual falseaba considerablemente la realidad.

Ultimamente, como consecuencia de que se está estudiando la posibilidad de cambiar el diseño introduciendo elementos con Uranio levemente enriquecido y además, el hecho de que en la operación de la central se han dado situaciones atípicas, el modelo homogéneo de diferencias finitas empleado en PUMA puede no ser el más adecuado.

El código DELFÍN (Referencia 3), desarrollado en CNEA, trata el problema de la simulación del funcionamiento de reactores nucleares para macroceldas y reactores, tanto en cálculos de cinética espacial como ciclos de potencia o gestión de combustible, discretizando las dimensiones espaciales por medio del método de elementos finitos y tratando las heterogeneidades internas de dichos elementos y la continuidad de los flujos y corrientes con los vecinos.

Últimamente se ha convalidado dicho código para la simulación de reactores de agua pesada con comparaciones con resultados obtenidos con PUMA en gestión de combustible, con códigos canadienses y PUMA para cinética espacial, experiencias en macroceldas para reactores tipo CANDÚ, y los valores de reactividad de las barras de control medidos en las experiencias a potencia cero realizadas en la central nuclear de Atucha I (Referencia 4).

En este último caso se obtuvo una excelente correspondencia entre valores medidos y calculados, de tal manera que el modelo actual empleado en PUMA para la gestión de combustible y otros cálculos de diseño ha sido ajustado para obtener los mismos resultados que DELFÍN.

2.- Cálculos Realizados

Se compararon los resultados obtenidos por DELFIN y PUMA en tres casos:

a) Para una típica distribución de quemado en equilibrio con Uranio Natural en la operación normal del reactor.

b) Para una hipotética distribución instantánea de quemado con Uranio Levemente Enriquecido (ULE) al 0.85% obtenida a partir de un cálculo promediado.

c) Para un caso en que faltan 50 elementos combustibles, que correspondió a una situación real en la que se podría haber operado el reactor.

En cada uno de estos casos se calculó la distribución de flujo y potencia y la reactividad con DELFIN y PUMA para una inserción de las barras de control de 310 cm para las barras grises y 90 para el banco R2 .

3.- Resultados Obtenidos

Para cada uno de los casos enumerados más arriba se obtuvieron los siguientes valores de los parámetros globales:

		DELFIN	PUMA
U Natural	Reactividad	-268	-321
	Fact de forma	1.91	1.90
U L E	Reactividad	-34	-153
	Fact de forma	1.76	1.73
50 Vacios	Reactividad	-1038	-942
	Fact de forma	2.55	2.42

Se nota aquí que los valores obtenidos para el caso de Uranio Natural no difieren demasiado, pero para U L E las diferencias se hacen algo más apreciables. En el caso anormal de los 50 canales vacíos ya las discrepancias se hacen muy notorias.

Debe observarse además que en el caso de U L E el factor de forma toma un valor considerablemente más bajo, lo que da a los canales periféricos una importancia mucho mayor que en el caso de Uranio Natural.

Para las distribuciones de potencia por canal se hicieron los mapas de diferencias que se pueden ver en las figuras 1, 2 y 3 . Los valores globales de estas diferencias son:

U Natural	Dif Cuadrática Media	2.2 %
	Dif Máxima	9.0 %
U L E	Dif Cuadrática Media	2.7 %
	Dif Máxima	9.7 %
50 Vacíos	Dif Cuadrática Media	11.6 %
	Dif Máxima	29.3 %

Para Uranio Natural las diferencias obtenidas son las esperadas, menores en el centro y mayores en los elementos periféricos.

Aunque parece que las diferencias globales cuando se pasa de uranio natural a U L E no parecen aumentar demasiado, la comparación entre las figuras 1 y 2 muestran que en el primer caso en los canales de más peso las discrepancias entre ambos modelos no pasa casi nunca del dos por ciento y los mayores valores están en la periferia, siendo estos canales de una menor importancia relativa.

Para Uranio Levemente Enriquecido las diferencias crecieron en todas las zonas, sobre todo en las periféricas, en donde llegan a valores de 3 al 7 por ciento o más . Éstas pasan a tener una importancia muchísimo mayor a causa del achatamiento notorio de la distribución de potencia. Por ejemplo, podrían alcanzarse las potencias en las que se llega al flujo calórico crítico, lo que no ocurre en el caso de Uranio Natural.

Se realizaron también cálculos de distribuciones de potencia los bancos R1 y R3 insertados unos 3 10 cm y R2 y G en sus valores habituales que no incluimos en este informe por falta de espacio. En estos casos, tanto para Uranio Natural como para U L E las diferencias entre ambos modelos pasan a ser más notorias.

Para el caso en que se trabaja con 50 canales vacíos las diferencias son enormes debido a que por la heterogeneidad extrema del núcleo el modelo homogéneo de PUMA carece de toda validez, tal como lo muestra la figura 3 .

4.- Conclusiones

- Para Uranio Natural en condiciones normales de operación creemos que no hay objeción en a seguir empleando PUMA, pues las zonas periféricas no son importantes.

- Si se tiene en cuenta que para el U L E adquieren una importancia mucho mayor los elementos combustibles de las zonas externas, resulta muy importante evaluar correctamente las potencias en dichas zonas, pues se podrían alcanzar los valores máximos permitidos en algunos canales. En este caso lo más conveniente es emplear DELFIN.

- También si se calcula con Uranio Natural o Enriquecido en situaciones anormales de operación las discrepancias entre DELFIN y PUMA también se hacen mayores.

- Debe tenerse en cuenta que el reactor de la CNA-I no tiene suficiente instrumentación para poder realizar ajustes experimentales a los modelos de simulación del núcleo. Es por eso que es de primordial importancia emplear el mejor modelo posible desde el punto de vista teórico y experimental. Además, DELFIN ha sido empleado como código de referencia para ajustar los modelos de las barras de control usados actualmente en PUMA para la gestión de combustible y consume el aproximadamente el mismo tiempo de procesamiento.

- Se concluye que si se desea hacer modificaciones importantes al diseño del reactor de la CNA-I es conveniente emplear el método de elementos finitos (DELFIN), pues es el más confiable desde el punto de vista físico matemático, está probado por medio de la experiencia y en el caso de los nuevos diseños propuestos actualmente provee resultados bastante diferentes al de diferencias finitas homogéneo (PUMA).

REFERENCIAS

1) PUMA, Sistema para la Simulación del Funcionamiento de Reactores Nucleares.

C. GRANT, CNEA, Re 163 1980

2) TRISIC, Tridimensional Simulation Code.

C. GRANT, H. MOLDASCHL, R. SOLANILLA

KWU, Erlangen 1971

3) Sistema DELFIN . Uso del programa

C. GRANT, en preparación.

4) Convalidación del Código DELFIN por medio de las Experiencias a Potencia Cero de la Central Nuclear de Atucha I

C. GRANT, AATN, Buenos Aires 1996

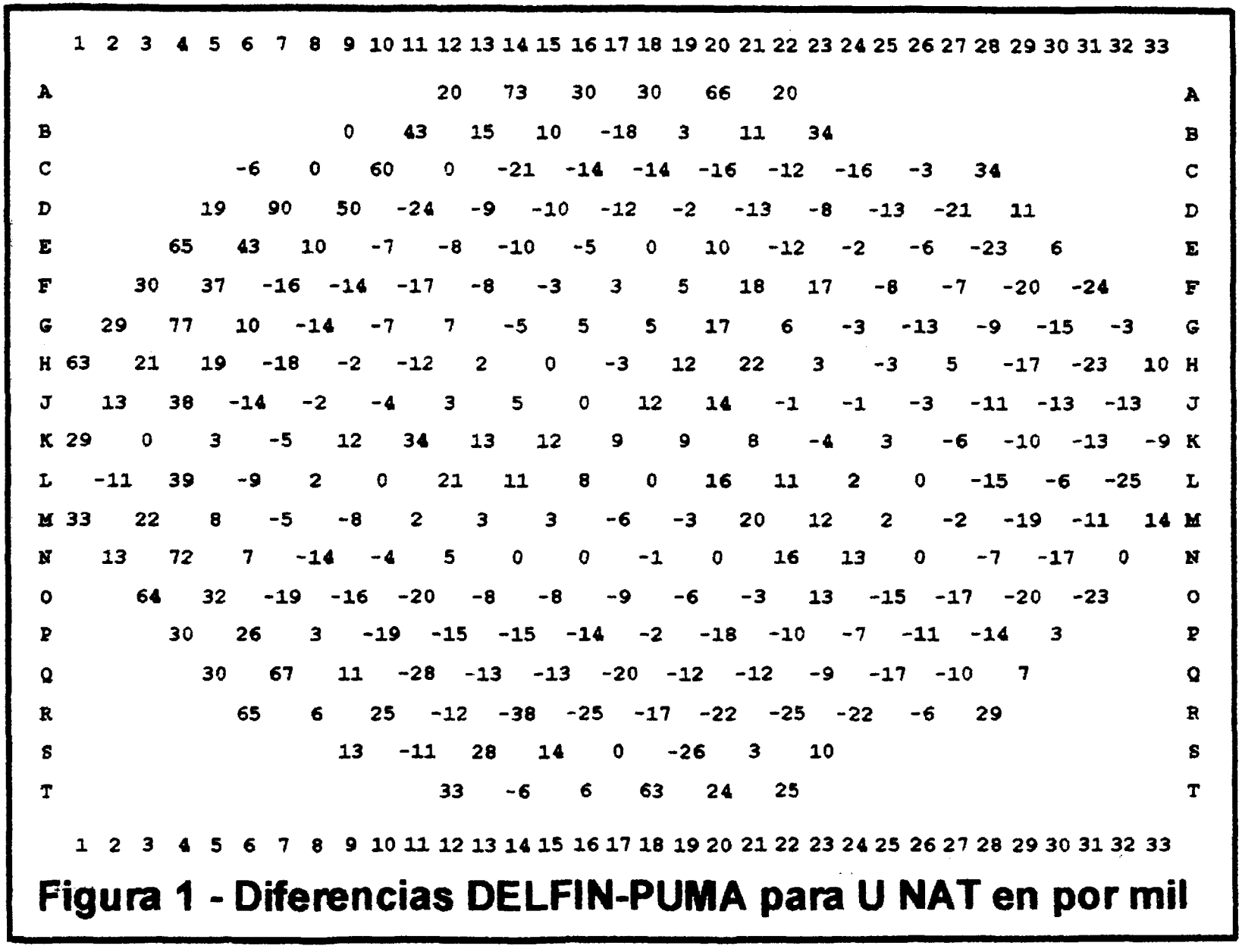


Figura 1 - Diferencias DELFIN-PUMA para U NAT en por mil

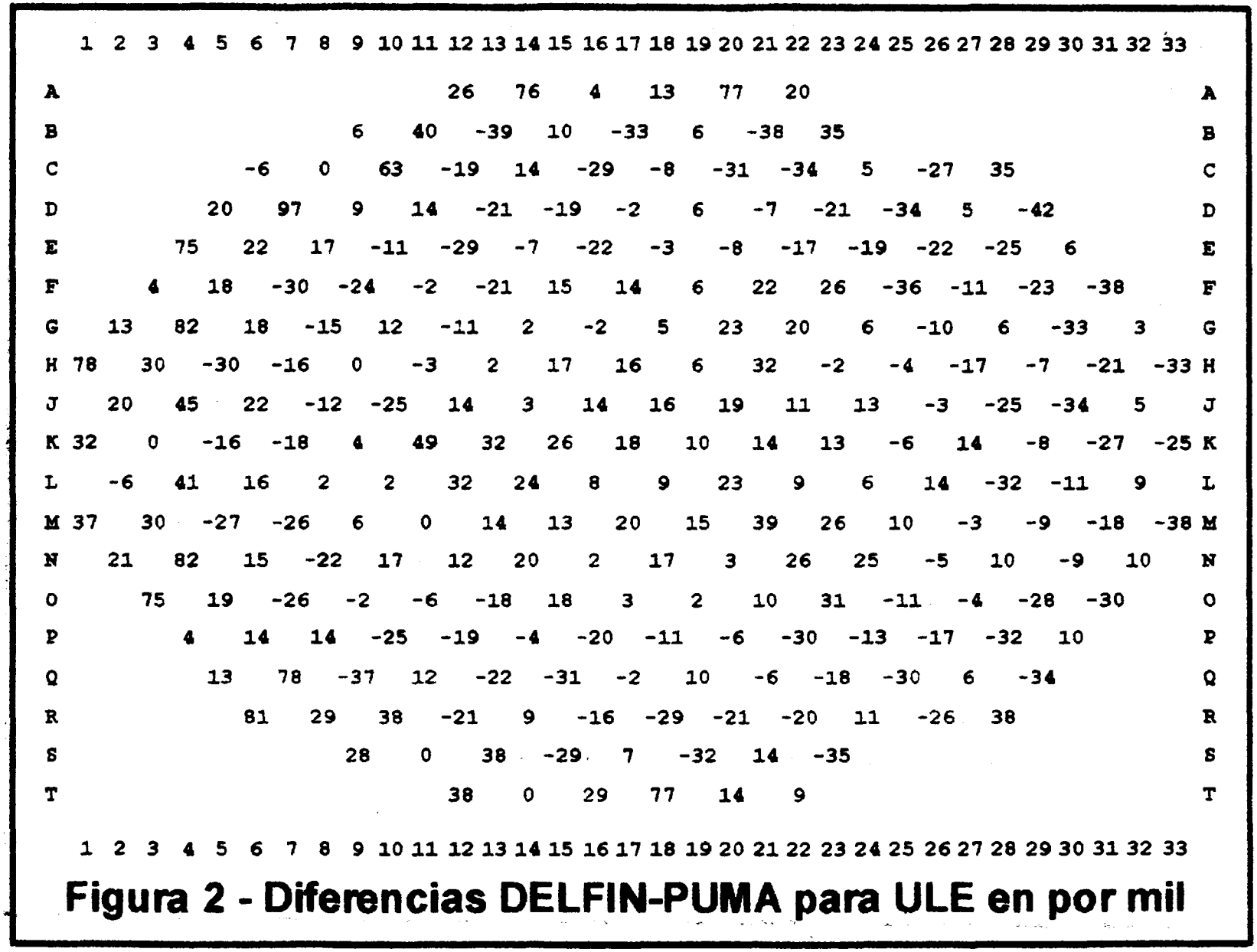


Figura 2 - Diferencias DELFIN-PUMA para ULE en por mil

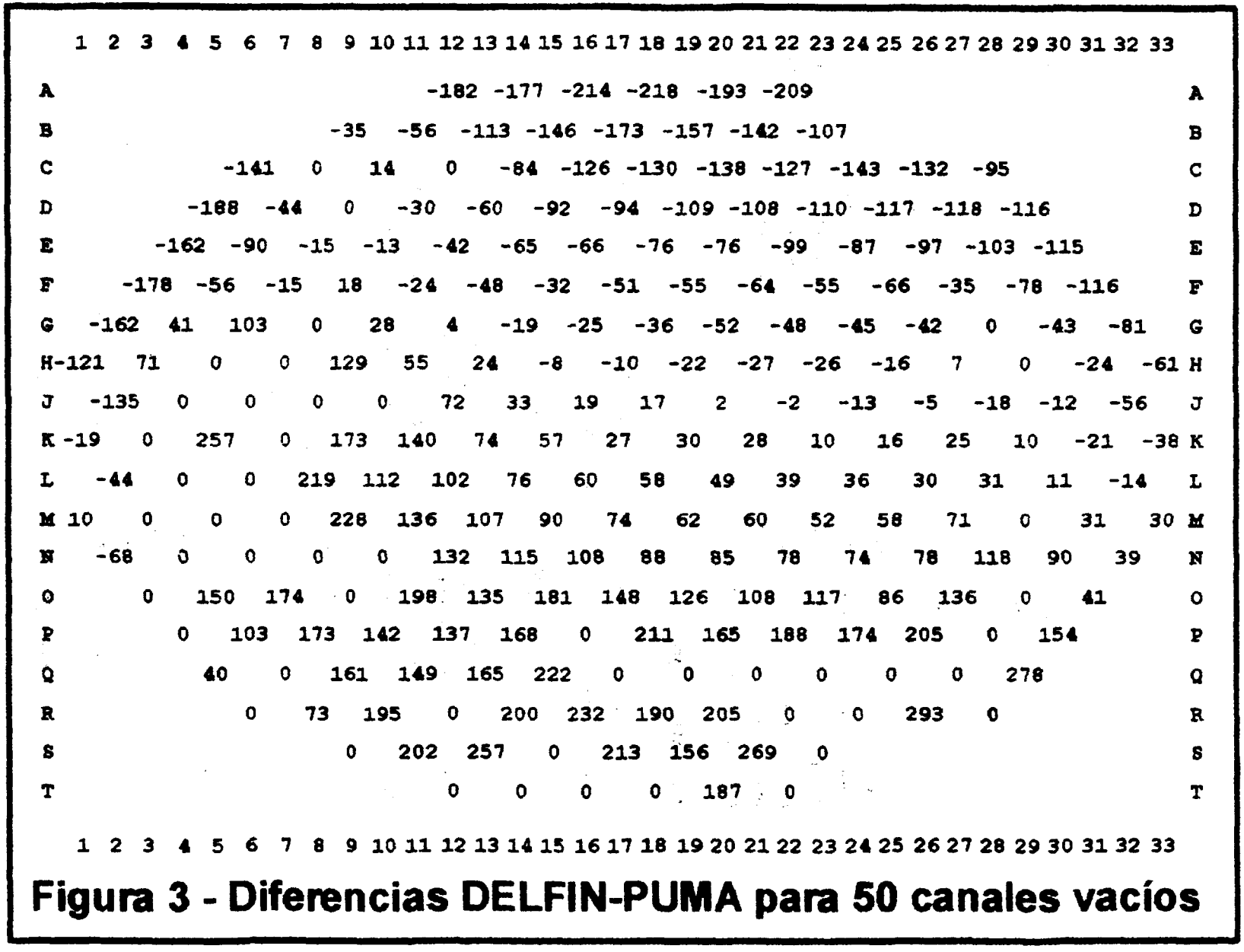


Figura 3 - Diferencias DELFIN-PUMA para 50 canales vacíos

AR9700028

ESTUDIO DE BARRAS COMBUSTIBLES DE SECCIÓN ELÍPTICA II

Horacio H. Taboada* Adolfo Marajofsky*

RESUMEN

En el presente trabajo se continúa el análisis y la comparación del desempeño entre barras combustibles cilíndricas, de secciones circular y elíptica. Se estudiaron los siguientes ítems de acuerdo a los modelos aceptados en la literatura:

- Gases de fisión: liberación, hinchado y cracks inducidos

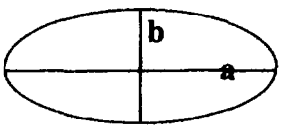
La comparación del desempeño de ambos tipos de barras revela una sensible reducción en la liberación de gases de fisión en el caso elíptico, una reducción de hasta el 50% en el hinchado debido a coalescencia de burbujas intragranulares y un importante aumento en el hinchado debido a burbujas en tránsito. Desde el punto de vista de seguridad de operación, una barra de sección elíptica se ve favorecida por la menor potencia lineal que alcanza, la menor liberación de gases de fisión, la mayor retención de los mismos en la matriz y la menor energía térmica acumulada (en caso de falla severa de refrigeración).

INTRODUCCIÓN

Como se mostró en un trabajo anterior [1] el radio **R** del círculo y los semiejes de la elipse **a** (mayor) y **b** (menor) están relacionados con **R** mediante:

Semieje mayor $\mathbf{a} = R\gamma^{1/2}$

Semieje menor $\mathbf{b} = R/\gamma^{1/2}$



donde $\gamma = a/b$ es la relación entre ambos semiejes.

La dependencia de la temperatura T_e del cerámico de sección elíptica respecto de la posición viene dada por la integral de conductividad **K**:

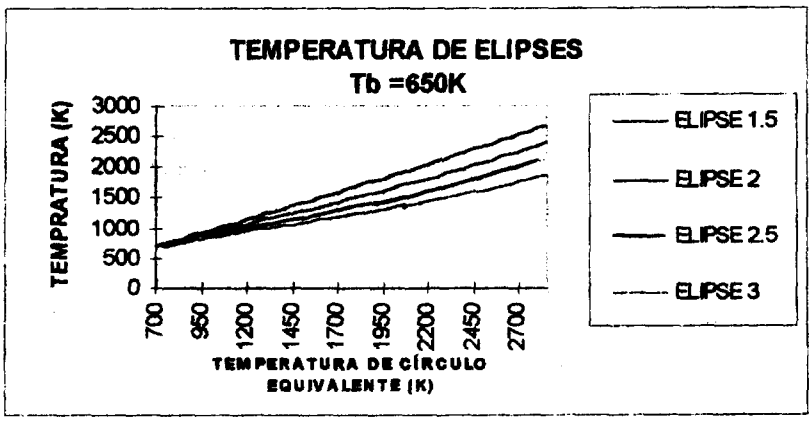
$$K(T_e(x),T_B) = \eta(Q/4)(R^2-(x_1^2)/\gamma - (x_2^2)\gamma)$$
$$= \eta(QR^2/4)(1-(r'/R)^2)$$
$$= \eta K(T_c(0),T_B)(1-(r'/R)^2) \qquad (1)$$

donde **Q** es el calor generado por unidad de volumen y tiempo, $\eta = 2\gamma/(\gamma^2+1)$ y $0 \le r' = ((x_1^2)/\gamma+(x_2^2)\gamma)^{1/2} \le R$. Para $\gamma = 1$ se tiene la expresión correspondiente para la temperatura T_c del círculo. T_B es la temperatura de borde de pastilla que se supone constante. La conductividad térmica empleada en este trabajo para calcular el miembro izquierdo de **(1)** es la debida a Washington [2]:

$$k(T) = (0.035+2.25\times10^{-4}\,T)^{-1} + 83.0 \times 10^{-12}\,T^3 \qquad (2)$$

* División Elaboración UACN Gcia. CAC CNEA

Las temperaturas centrales de la elipse en función de las correspondientes al círculo se calculan mediante recursión numérica, de **(1)** en $x = 0$. En el gráfico se muestran los resultados hallados para $T_B = 650K$, $\gamma = 1.5, 2, 2.5, 3$



El cambio de geometría circular a elíptica puede verse como la transformación que asigna a cada punto del círculo $x = (x_1,x_2) \rightarrow x' = (x_1',x_2') = (x_1\gamma^{-1/2}, x_2\gamma^{1/2})$ un punto de la elipse. Para cada valor fijo de $r = (x_1^2+x_2^2)^{1/2} \approx r' = ((x_1^2/\gamma)+x_2^2\gamma)$ se relacionan curvas isotermas en cada geometría. Luego, para valores correspondientes **x, x'**, el valor de la temperatura en un punto interior arbitrario de **(1)** resulta:

$$K(T_c(r'),T_B) = \eta K(T_c(r),T_B)(1-(r'/R)^2)/(1-(r/R)^2)$$
$$= \eta K(T_c(r),T_B) \qquad (3)$$

Por lo tanto los valores de temperatura obtenidos de **(1)** son también adecuados para relacionar las temperaturas para radios correspondientes.

El valor del gradiente de temperatura $\nabla T = \partial T/\partial r'$, de acuerdo a **(3)** es:

$$\nabla T = -1/2Q\eta r'/k(T) \qquad (4)$$

1. LIBERACIÓN DE GASES DE FISIÓN: COMPARACIÓN DE DESEMPEÑO

Los gases de fisión se producen -en condiciones estacionarias de irradiación- a una tasa $\#g = yF't$ donde y es el rendimiento (átomos/fisión), **F'** es la tasa de fisiones (fisiones $cm^{-3}seg^{-1}$) y **t** es el tiempo de irradiación. De esta cantidad una porción es liberada a los espacios vacios que hay dentro de la barra combustible (gap y eventual vacío en el centro de pastilla) y otra queda retenida dentro de la matriz cerámica en forma de burbujas de gas y son responsables del hinchado de la pastilla.

Existen diversos modelos en la literatura para dar cuenta de la tasa de liberación de gases de fisión. Se pasa revista a los más conocidos y se compara el comportamiento de dos barras combustibles cilíndricas de secciones circular y elíptica con la misma masa fisil, es decir las áreas de las secciones son idénticas.

1.1 Modelo de difusión simple de gases de fisión.

Como la difusión de gases de fisión está gobernada por el coeficiente de difusión que depende de la temperatura T según la ley de Arrhenius:

$$D = D_0 \exp\{-E'/k_B T\} \qquad (5)$$

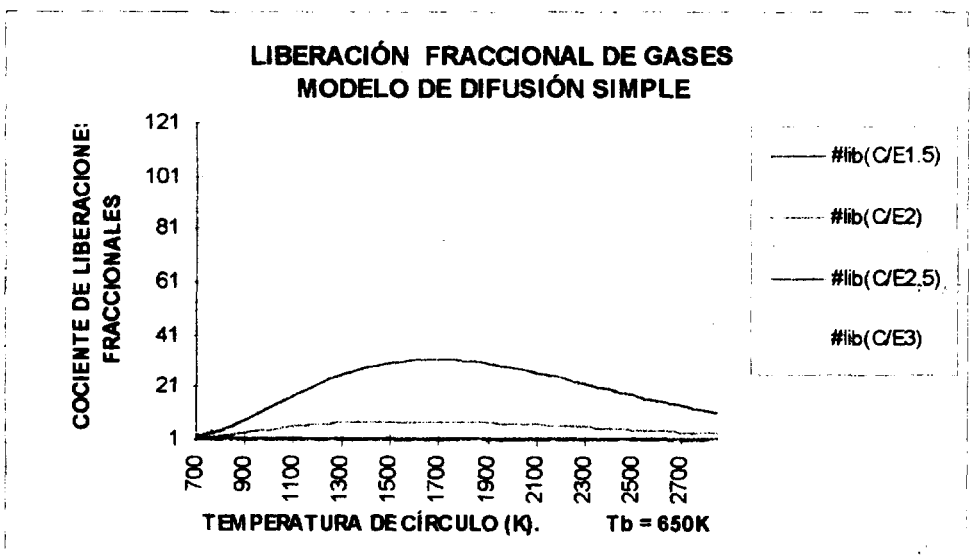
-donde $15000K \leq T^* = E'/k_B \leq 20000K$ es una energía de activación- es dable esperar en este modelo una menor difusión (y por lo tanto liberación) de los átomos de gases de fisión generados dentro de barras de sección elíptica en comparación con las de sección circular, debido a **(1)**.

La cantidad de gas de fisión liberado por un volumen elemental $dV=2\pi r'dr'$ correspondiente a un anillo elíptico de altura unitaria [3], resulta del producto de la liberación fraccional de gases a tiempo t: $f = 4(Dt/\pi a^2)^{1/2}$ por la generación de gases $\#g=yF't$ y por el diferencial de volumen. La liberación de gases a tiempo t en la sección elíptica de altura unitaria es la integral de dicho producto respecto de r' entre 0 y R. Para eso deben relacionarse r' y T mediante la derivación respecto de r' de **(1)**: $r'dr' = -2(k(T)/\eta Q)dT$, y debe evaluarse:

$$\#lib(T_e(0),T_B) = (1/\eta Q)\, 4t^{3/2} yF'(\pi D_0)^{1/2} \int_{T_B}^{T_e(0)} k(T)\exp\{-T^*/T\}dT \qquad (6)$$

El propósito de esta sección es comparar **(6)** para ambas geometrías por lo que se pasa a calcular $\#lib(T_c(0),T_B)/\#lib(T_e(0),T_B)$. A fin de evaluar **(6)** se transforma la variable $T \rightarrow u = 1/T$ y se aproxima la integral exponencial que aparece. Luego:

$$\#lib(T_c(0),T_B)/\#lib(T_e(0),T_B) \cong (T_c(0)/T_e(0))\exp\{-T^*/T_c(0)+T^*/T_e(0)\} \qquad (7)$$



En este gráfico se muestran los valores hallados en **(7)**, en función de los valores de T obtenidos en **(1)** De acuerdo a este modelo, las barras de sección elíptica liberarán una fracción mucho menor de gases de fisión.

1.2 Modelo de difusión con trampas y resolución en estado estacionario.

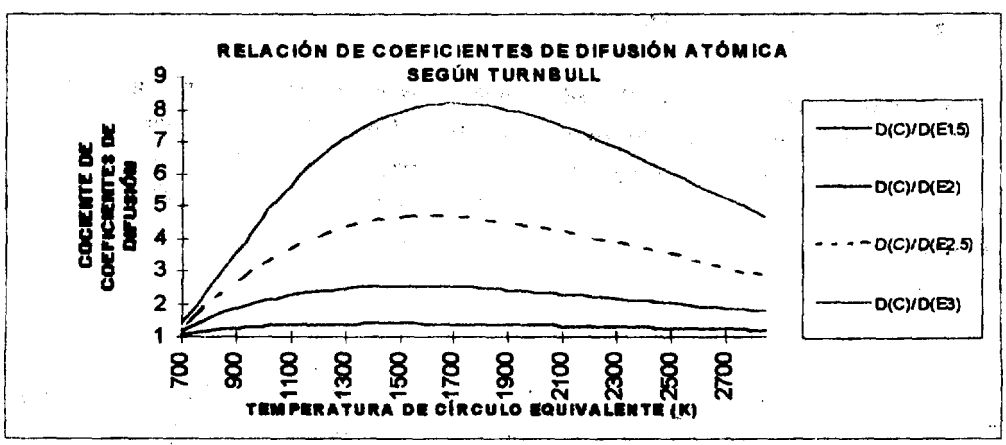
Se usó el modelo presentado por Denis y Piotrkowski [4] al efecto de ver la incidencia de la temperatura. Este modelo supone difusión atómica de los gases de fisión generado dentro del UO_2 al que se considera como una colección de granos esféricos. Dichos gases pueden precipitar en burbujas inter e intragranulares -las que eventualmente se interconectan- y cuyo contenido puede reingresar totalmente debido al mecanismo de resolución por impacto de fragmentos de fisión. Plantea condiciones estacionarias de atrapado y resolución de burbujas. Finalmente, mediante un esquema de diferencias finitas en **t** resuelve para cada iteración temporal t_k: i) balance del contenido de gas por unidad de área de borde de grano, antes de la saturación ii) la cantidad de gas liberada iii) la liberación fraccional de gases.

Dentro del modelo intervienen parámetros dependientes de la temperatura T y son los que importan al propósito de la presente comparación:

1 Coeficiente de difusión atómico y tasa de atrapado en burbujas: el coeficiente de difusión, (Turnbull y otros) contiene contribuciones por activación térmica de vacancias de la red catiónica, por vacancias producidas por irradiación (por debajo de 1400°C) y por un término proporcional a la tasa de fisiones F, que representa el mecanismo dominante en el rango de bajas temperaturas:

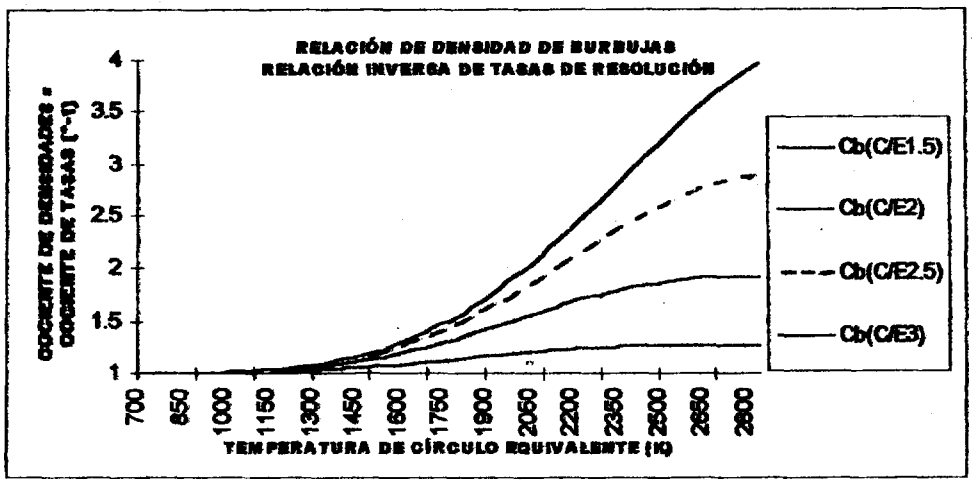
$$\mathbf{D = D_1 + 4D_2 + 4D_3} \qquad \mathbf{(8)}$$
$$\mathbf{= 7.6x10^{-10}exp(-7x10^4/RT)+4x10^{13}exp(-27780K/T)SC_v + 8x10^{-40}F}$$

donde **S** es la raíz cúbica del volumen atómico y C_v es la fracción de vacancias.



La **tasa de atrapado** es $g=4\pi R_b D C_B$ donde $C_B=1.52\alpha(\pi l_f(R_b+Z_0)^2)^{-1}$ es la **densidad de burbujas** y $R_b = 5x10^{-10}[1+106exp(-8702K/T)]$ es el **radio medio**. Esto hace que la relación $g(T_C)/g(T_E)$ esté gobernada por el coeficiente de difusión, debido a la relativamente suave variación de R_b y C_B respecto de la temperatura, lo que hace que su gráfico sea similar al inmediatamente superior, por lo que se lo omite.

La **tasa de resolución** es $b=3.03F\pi l_f(R_b+Z_0)^2$. De lo anterior se deduce que $C_B(T_C)/C_B(T_E) = (b(T_C)/b(T_E))^{-1}$ por lo que el gráfico comparativo de densidad de burbujas resulta también el gráfico de comparación de tasas de resolución, pero en orden inverso:



El **crecimiento del grano equiaxial** está regulado por la expresión de Ainscough-Ito: $da/dt = p(1/a-f/a_m)$ y depende de la temperatura a través de p y a_m. Puede obtenerse una ecuación que vincula el crecimiento de grano según cada geometría cuyo principal parámetro resulta ser $2.96x10^{-3}exp(-16879K(1/T_c-1/T_e)$ por lo que en cada caso es mayor el crecimiento de grano en la geometría circular.

La variación respecto de la temperatura de los parámetros antes vistos (coeficiente de difusión, tasas de atrapado y resolución, densidad de burbujas, crecimiento de grano), son consistentes con una mayor liberación de gases de fisión para el caso circular. Un análisis computacional recursivo detallado está fuera del alcance del presente trabajo y será objeto de próximos estudios.

...

1.3. Datos experimentales.

McEwan y otros [5], han llevado a cabo una correlación entre datos de tasas de liberación de gases y las potencias lineales alcanzadas en la barra combustible. Como la potencia lineal entregada por una barra combustible de sección elíptica es menor -de acuerdo a (1)- debido a que $0.6 \leq \eta = 2\gamma/(\gamma^2+1) \leq 0.923$ para los casos analizados aquí, se obtiene una sustancial disminución de la fracción de gases liberados: para distintas potencias lineales y para barras de sección circular (γ=1) y elípticas (γ=1.5, 2, 2.5, 3) se tiene:

P_L (W/cm)	% (γ = 1)	% (γ =1.5)	% (γ = 2)	% (γ = 2.5)	% (γ = 3)
500	6	2.5	1	~0	~0
550	10	6	2	1	~0
600	18	10	3.5	2	0.5
650	26	18	7	3	1

2 HINCHADO DE PASTILLAS DEBIDO A BURBUJAS DE GASES DE FISION

Como se ha visto, bajo similares condiciones de irradiación, la barra de sección elíptica tiende -según el valor de γ- a liberar gases de fisión en cantidades varias veces menos que una barra de sección circular. Reciprocamente la primera tiende a

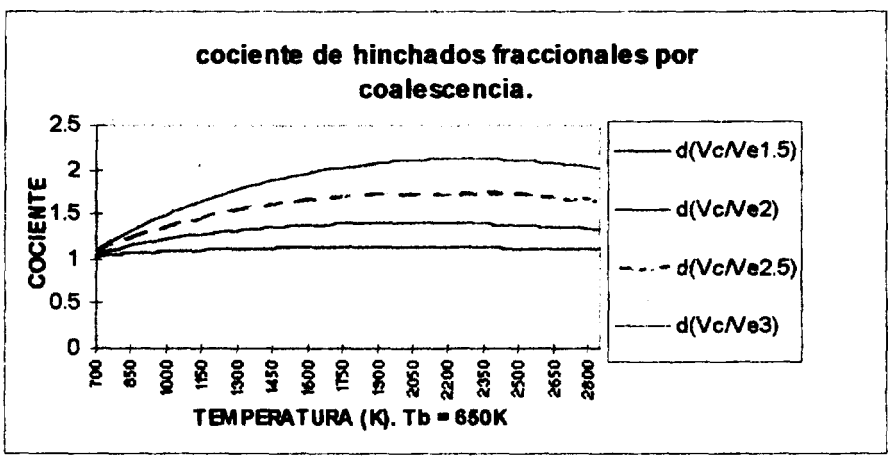
retener los gases dentro de la matriz, por lo que es de esperar que el hinchado de las pastillas sea importante en ésta geometría.

Sin embargo, dado los bajos coeficientes de difusión debido a las menores temperaturas alcanzadas, la probabilidad de coalescencia de las burbujas será considerablemente menor que en el caso circular y este fenómeno es uno de los principales mecanismos de hinchado de pastillas. Las comparaciones entre los valores de hinchado para los diversos mecanismos, temperaturas y geometrías se presentan al final de la sección en el cuadro y gráficos respectivos.

2.1 Coalescencia de burbujas.

Se considera el modelo de Greenwood-Speight [6] de coalescencia bajo irradiación a tasa de fisiones constante. El hinchado fraccional debido a este mecanismo es $\delta V_{co} = \varepsilon \exp\{-90000/RT(r)\} T(r)^{6/5} t^{7/5}$ donde ε colecta las constantes y t es el tiempo de irradiación. Por lo tanto:

$$\delta V^{c}_{co} / \delta V^{e}_{co} = \exp\{-(90000/R)(1/T_c(r)-1/T_e(r'))\}(T_c(r)/T_e(r'))^{6/5} \quad (9)$$

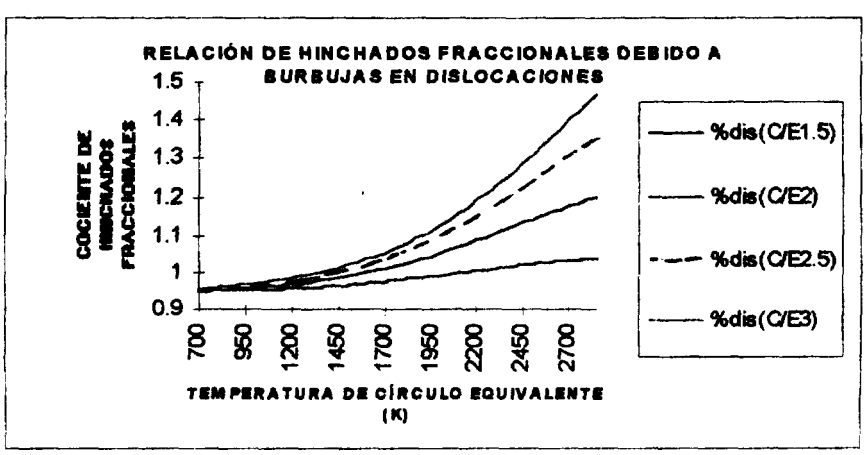


2.2 Burbujas retenidas en dislocaciones.

Se considera el modelo presentado por Olander [3] que establece:

$\delta V_d = \pi R_d [R_d + B(2\gamma/kT)]/X_d^2$, donde $R_d = [a_0^3 \tau_d T/(\pi Q_s^* \nabla T)]^{1/3}$ es el radio de saturación de la dislocación. Resulta: $R^{c}_{d} / R^{e}_{d} = (T_c/T_e)^{1/3} (\nabla T_e/\nabla T_c)^{1/3}$ y se tiene:

$$\delta V^{c}_{d} / \delta V^{e}_{d} = (R^{c}_{d} / R^{e}_{d})[(R^{c}_{d} + B(2\gamma/k_B T_c))/(R^{e}_{d} + B(2\gamma/k_B T_e))] \quad (10)$$



2.3 Burbujas intragranulares en tránsito a borde de grano y burbujas intergranulares en tránsito a su liberación.

Ambos hinchados son debidos a mecanismos similares:

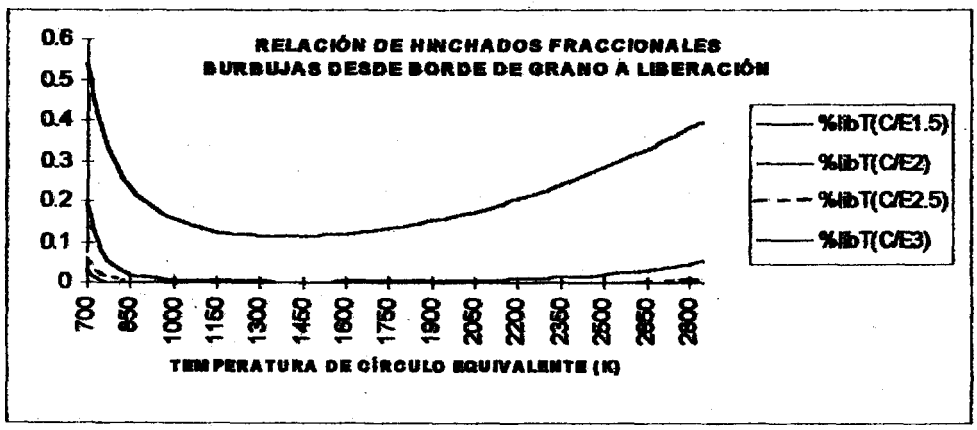
- el primero viene dado por [3] $\delta V_{\rightarrow bg} = 2\pi R_d^3 X_g/(t_d X_d^3 v_{\rightarrow bg})$
- el segundo se expresa como [3] $\delta V_{bg\rightarrow} = 2\pi R_{gb}^3 X_c/(3X_g^3 v_{bg} t_{bg})$,

resultando respectivamente:

$$\delta V^c_{\rightarrow bg}/\delta V^e_{\rightarrow bg} = (R^c_d/R^e_d)^4 (D_s(T_e)/(D_s(T_c))(\nabla T_e/\nabla T_c)(T_e/T_e)^2$$
$$= [D_s(T_e)/(D_s(T_c)](\nabla T_e/\nabla T_c)^{5/3}(T_e/T_e)^{10/3}$$
$$= \exp\{-(450000/R)(1/T_e - 1/T_c)\}(\nabla T_e/\nabla T_c)^{5/3}(T_e/T_e)^{10/3} \quad (11)$$

$$\delta V^c_{bg\rightarrow}/\delta V^e_{bg\rightarrow} = [D_s(T_e)/(D_s(T_c)](\nabla T_e/\nabla T_c)^{5/2}(T_e/T_e)^{9/2}$$
$$= \exp\{-(450000/R)(1/T_e - 1/T_c)\}(\nabla T_e/\nabla T_c)^{5/2}(T_e/T_e)^{9/2} \quad (12)$$

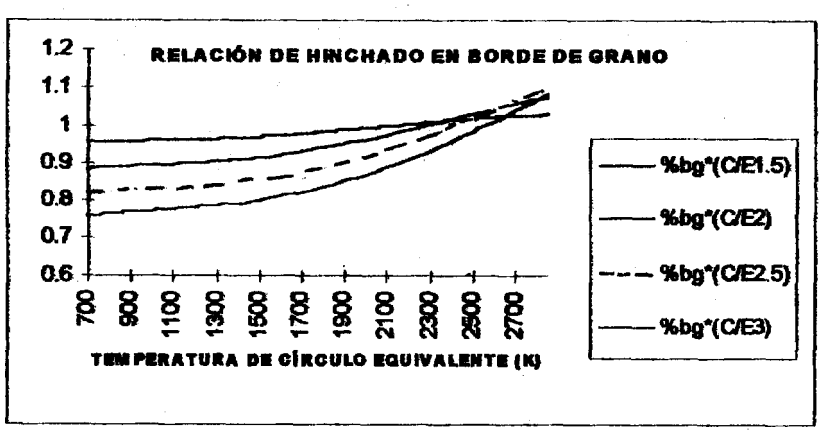
resultando similares cociente de hinchado, debido a que el término dominante en (11) y (12) es $\exp\{-(450000/R)(1/T_e - 1/T_c)\}$, por lo que se presenta uno de los gráficos:



2.4 Burbujas retenidas en borde de grano.

Este mecanismo aporta [3]: $\delta V_{bg} = (4\pi/3)(R_d/X_g)[5n_{bg}-9]/[32.1+7.8\ln(n_{bg})]$ donde $n_{bg} = \pi(\varepsilon/T)\{\tau+R_dT\}^{-1}$, para ε, τ constantes respecto de la temperatura. La relación de hinchados fraccionales pasa a ser:

$$\delta V^c_{bg}/\delta V^e_{bg} \cong (R^c_d/R^e_d)[(n^c_{bg}-1.8)/(n^e_{bg}-1.8)]\ [(1+0.243\ln(n^e_{bg}/n^c_{bg})] \quad (13)$$



3 CONCLUSIONES

- Los casos estudiados respecto de la liberación de gases de fisión indican una mucho menor liberación fraccional de gases para la barra de sección elíptica, dado que el mecanismo determinante en los modelos estudiados es el coeficiente de difusión, el cual varía con la temperatura según una ley exponencial inversa (ley de Arrhenius). Los datos experimentales de McEwan soportan esta conclusión.
- Los mecanismos de hinchado estudiados arrojan las siguientes conclusiones: una mayor coalescencia de burbujas en el caso circular, debido a la mayor temperatura y por consiguiente mayor difusión atómica y mayor probabilidad de coalescencia en trampas de burbujas. Como se sabe, el volumen de coalescencia de dos burbujas resulta superior a la suma de los volúmenes originales de las mismas, representando el 40% del hinchado fraccional en una barra de sección circular. Esta conclusión se ve apoyada por la relación de densidad de burbujas expuesta con el modelo de Denis y Piotrkowsky .Por lo tanto, se reduce el hinchado en una barra elíptica hasta un 50% de acuerdo al caso.
- un notablemente mayor hinchado fraccional en el caso elíptico para los mecanismos de tránsito hacia borde de grano y desde éste hacia su liberación, debido a la incidencia inversa de velocidades de migración, gobernadas por coeficientes de difusión (Ley de Arrhenius). Esto representa un aumento del hinchado de hasta el 500% según el caso elíptico..
- El aporte al hinchado por el mecanismo de burbujas en dislocaciones y en borde de grano no marca diferencias importantes por el cambio de geometría y en líneas generales puede decirse que, de acuerdo a los modelos, los hinchados en ambos casos son similares.

En conclusión, las barras de sección elíptica liberan un inventario bastante menor de gases de fisión, los que quedan retenidos en la matriz cerámica, al costo de presentar un mayor hinchado, que, a los efectos del posible diseño de una vaina será necesario tener en cuenta.

GLOSARIO: presente en cada sección

REFERENCIAS

[1] H.H. Taboada A.Marajofsky "Estudio de barras combustibles de sección elíptica" XXIII Reunión AATN Actas (1996)

[2] A.E.G.Washington UKAEA Report TRG Report 2236 (D) 1973

[3] D.R.Olander "Fundamental Aspects of Nuclear Reactors Fuel Elements" TIC ERDA TID 26711-P1

[4] A.Denis R.Piotrkowski J.Nucl.Mater. 229 (1996)

[5] J.R.McEwan et al.Proceedings of the IV International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy Vol.10, United Nations, New York, 1971

[6] G.W.Greenwood M.V.Speight J.Nucl.Mater. 10:140 (1963)

SIMULACIÓN DE LA EVOLUCIÓN DE LA C.N.E. EN EL CASO HIPOTÉTICO DE LA APERTURA ESPURIA DE UNA VÁLVULA DE ALIVIO LÍQUIDO CON DISPARO DEL REACTOR.

Gustavo Bedrossian - Sara Gersberg
Unidad de Actividades "Reactores y Centrales Nucleares"
Comisión Nacional de Energía Atómica - Argentina

INTRODUCCIÓN

La falla (abierta) de una válvula de alivio líquido concita el interés de las centrales tipo CANDU, dado que la apertura conduce a una pérdida de inventario a través de las válvulas de alivio del desgasificador y a un incorrecto funcionamiento de las mismas.
Por tal motivo existe un procedimiento particular para la Central Nuclear de Embalse, que debe seguir el operador en caso de detectar la apertura espuria de alguna válvula de alivio del sistema primario. El seguimiento del procedimiento nos conduce a un punto de bifurcación del mismo: cuando se pregunta si hubo o no disparo del reactor. En este trabajo analizamos la situación de corte del reactor.
En realidad, no se espera que el disparo se produzca en forma automática por alcanzarse algún valor de corte, ya sea de proceso o neutrónico. Sin embargo, el procedimiento contempla la posibilidad de que por alguna razón se dispare el reactor.
Nuestro objetivo es evaluar si después del corte, el procedimiento aplicado puede conducir a la planta a un estado seguro, evitando una sobrepresión en el desgasificador y con el inventario recuperado en el tanque de almacenamiento

RESULTADOS

Los transitorios se simularon con el código Firebird III, Mod. 1.0. [1].
La figura 1 muestra un esquema de los componentes involucrados en este evento.
La nodalización que representa al sistema primario de transporte de calor consta de dos circuitos idénticos como se muestra en las figuras 2.a y 2.b.
Se describe en detalle la evolución de algunos parámetros importantes para el presente escenario.
La simulación consistió en 11.000 seg. de transitorio.
En la misma se tienen en cuenta dos posibilidades: que el corte del reactor suceda en forma temprana (a los 40 seg.) o una vez que el presurizador comienza a recuperar su nivel luego de que se llena el desgasificador (alrededor de los 180 seg.).

Corte a los 40 segundos

Secuencia de eventos

t =	0 seg	Falla abierta una válvula de alivio liquido y se cierra la PV16.
t =	90 seg	El nivel del presurizador desciende de 1,2 m y se aisla.
t =	90 seg	Se pasa el control de presión a modo sólido con el *setpoint* en el valor nominal.

t =	274 seg	Se produce la señal de aislación de los circuitos cuando por lo menos dos colectores de distintos pares acusen una presión menor a 56 kg/cm^2.[1]
t =	294 seg	Se restablece el *feed* y se conectan los circuitos abriendo las válvulas 3331 MV 13/22.
t =	344 seg	Se restablece el *bleed*.
t =	1.200 seg	Comienza el desembotellamiento del desgasificador.
t =	1.260 seg	Se cierra la válvula fallada. Al mismo tiempo comienza el enfriamiento a un ritmo de 0,6°C/min.
t =	11.000 seg	La temperatura del sistema primario alcanza 150°C.

Presentamos la evolución de las variables de interés hasta los 2.000 seg.
En la figura 3 se puede observar el caudal por la válvula de alivio líquido fallada.
Dicho caudal juntamente con el que ingresa debido al embotellamiento del desgasificador, contribuye a aumentar la presión del mismo. .
En la figura 4 se muestra la evolución de la presión del desgasificador y de los colectores de salida.
Al principio el desgasificador comienza a subir su presión debido a los caudales entrantes: el caudal de alivio liquido y el caudal de recirculación.
Cuando se produce el corte del reactor la presión comienza a disminuir .
La presión del primario disminuye por la pérdida de inventario a través de la válvula fallada y por el corte del reactor. La tendencia a recuperarse antes de los 100 segundos es por efecto del presurizador. A los 90 segundos se aisla el presurizador y se pasa el control de presión a modo sólido.
Alrededor de los 120 segundos se igualan las presiones colector de salida-desgasificador y el caudal disminuye significativamente (figura 3). Los valores oscilantes se deben a un caudal en ambos sentidos que se establece en forma alternativa a través de la válvula fallada.
La presiones siguen disminuyendo hasta que se produce la aislacion de los circuitos.
El operador restablece el modo sólido y una vez que se llenó el desgasificador las presiones comienzan a aumentar hasta el *setpoint* nominal.
Observando la proximidad de la presión del desgasificador con el valor de *setpoint* para la apertura de las válvulas RV11 y RV21 (103,6 kg/cm^2) se recomienda reducir el *setpoint* de presión del sistema primario cuando comienza el control en modo sólido.
El presurizador, el desgasificador y el primario componen en conjunto un sistema único hasta la aislación del primer componente.
A partir de los 1.200 seg., cuando se cierra la válvula fallada y comienza el desembotellamiento del desgasificador, el inventario pasa al tanque de almacenamiento. Esto se aprecia en la figura 5.
En el mismo se observa que el nivel del desgasificador alcanza su valor máximo de 6,66 m.

[1] En nuestro modelo, las válvulas de aislación cierran instantáneamente, pero para tener en cuenta el tiempo que en realidad tardarían en cerrarse, producimos esa aislación instantánea con un retardo de 10 seg. Es decir, que en la simulación los circuitos se encontrarían aislados a los 284 seg.

Corte a los 180 segundos

La figura 7 muestra durante los primeros 2.000 seg. del transitorio la evolución de la presión del desgasificador y de los colectores.
Las observaciones sobre el valor de presión del desgasificador muy cercano a la apertura de las válvulas RV11 y RV21 siguen siendo válidas en este caso.
Los niveles de líquido en el presurizador, el desgasificador y el tanque de almacenamiento se muestran en la figura 8. En este caso el llenado del desgasificador se produce aproximadamente a los 120 seg.
La aislación del presurizador se produce a los 220 seg., cuando el nivel es inferior a 1,2 m. A partir de ese instante y con un retardo de 10 seg. se controla la presión en modo sólido con el *setpoint* en el valor nominal de presión. Durante ese lapso aumenta el caudal por la válvula de alivio líquido fallada (figura 6) desde el desgasificador al primario y el nivel del desgasificador desciende. Cuando el desgasificador vuelve a llenarse, su presión y la del primario aumentan.
El corte del reactor se produce cuando el presurizador está recuperando su nivel a partir del llenado del desgasificador (aproximadamente a los 180 seg.) y el caudal por la válvula fallada disminuyó considerablemente. Por lo tanto, las presiones mínimas resultan mayores [2] y los circuitos no se aíslan.
La diferencia más significativa entre los dos tiempos de corte es que en el caso de producirse a los 180 seg., los circuitos no se aislarían.
La aislación del presurizador (nivel < 1,2 m) hace que el caudal de salida del desgasificador contribuya a aumentar el inventario del tanque de almacenamiento.
Si bien no se alcanzarían los valores de apertura de las RV11 y RV21, se recomienda bajar el *setpoint* de presión cuando el control de la misma pase a modo sólido.

Efecto de reducir el *setpoint* de presión para el caso de corte a los 40 segundos

La figura 9 muestra la evolución de la presión en caso de disminuir el *setpoint* a 86 kg/cm^2 luego de la aislación del presurizador.
La figura 10 muestra los niveles en el tanque de almacenamiento, el presurizador y el desgasificador.
Debemos señalar que con la disminución del *setpoint* de presión, la presión en el desgasificador sería menor, y entonces se mantendría el caudal de *spray*, con lo cual el refrigerante contenido en el desgasificador se enfriaría, y esto dificultaría el desembotellamiento [3]. Por lo tanto, se recomienda además anular el *spray* a partir de la disminución del *setpoint* de presión.

CONCLUSIONES

El análisis del procedimiento y las simulaciones realizadas con el código de cálculo termohidráulico Firebird III nos permitieron verificar analíticamente que en todos los casos, siguiendo el procedimiento indicado -siempre que se pueda cerrar la válvula fallada-, se podría recuperar en el tanque de almacenamiento el inventario de agua pesada que pasaría al desgasificador desde el sistema primario a través de la válvula de alivio líquido que falla abierta, llevando la planta a un estado de parada fría en condiciones seguras, y evitando que se alcance el *setpoint* de apertura de las válvulas de alivio del desgasificador (RV11 y RV21). Cabe mencionar que el tiempo para el cual se restablece el *bleed* (60 seg. en la simulación) resultó ser un parámetro sensible en la evolución de las presiones.
Se sugiere bajar el *setpoint* de presión del sistema primario cuando comienza a controlarse la misma en modo sólido. La razón es la proximidad que se observa con el *setpoint* para la apertura de las válvulas de alivio del desgasificador. En este caso se recomienda anular el *spray* para desembotellar.

REFERENCIAS

[1] Lin, M. et al. - *Firebird III Mod. 1.0, Program Description* - AECL - 7542 (1984)

[2] Gersberg, S. - Lorenzetti, J. R. - Parkansky, D. - Batistic, J. - *Falla espuria de una válvula de alivio liquido en la C.N.E.* - C.N.E.A. IT 1030/91.

[3] Gersberg, S. - Bedrossian, G. - *Simulación de la falla de una válvula de alivio liquido y posterior desembotellamiento del desgasificador en la C.N.E.* - C.N.E.A., RCN.ITE.008/95.

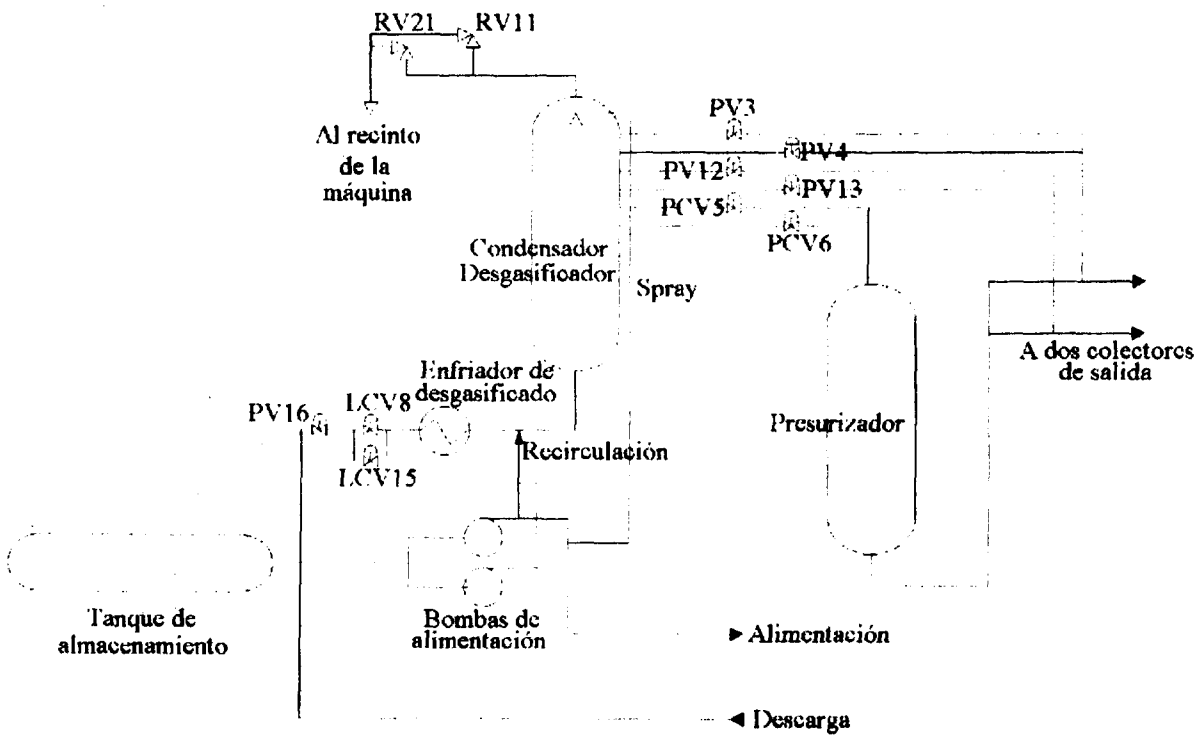
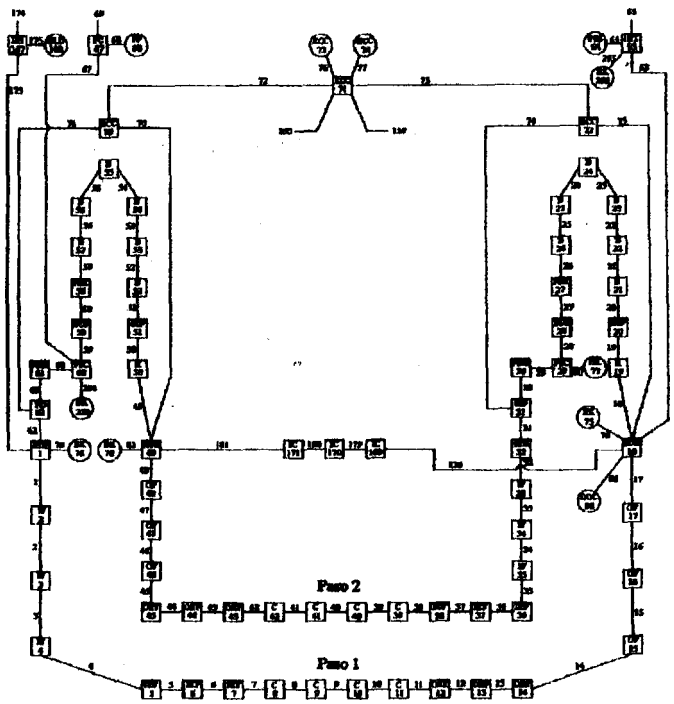
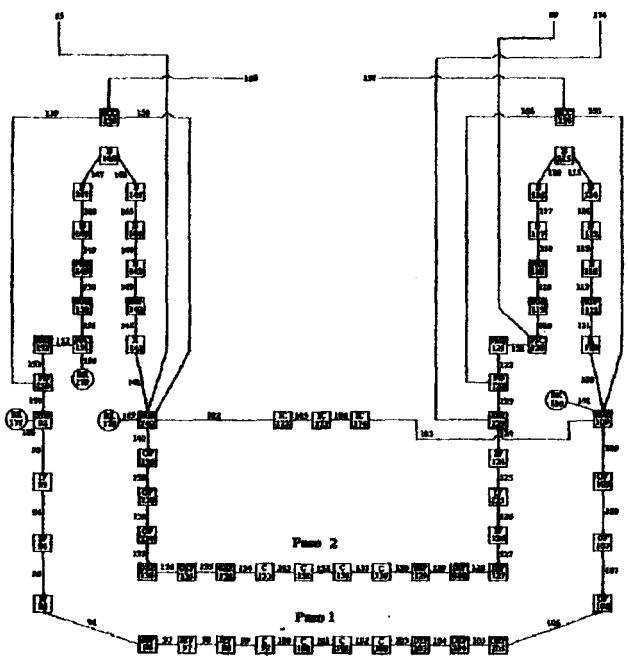


Figura 1



Nodalización del circuito 1

Figura 2.a



Nodalización del circuito 2

Figura 2.b

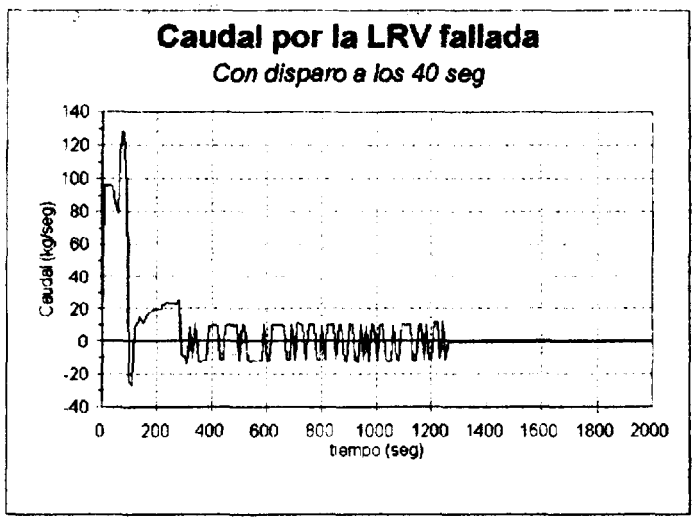


Figura 3

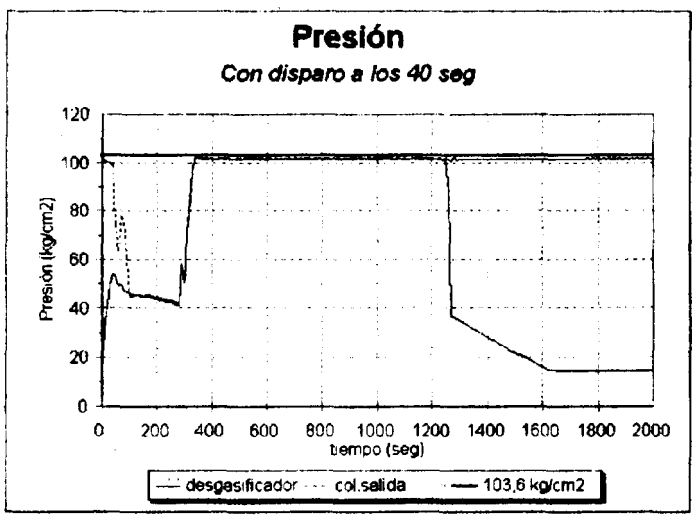


Figura 4

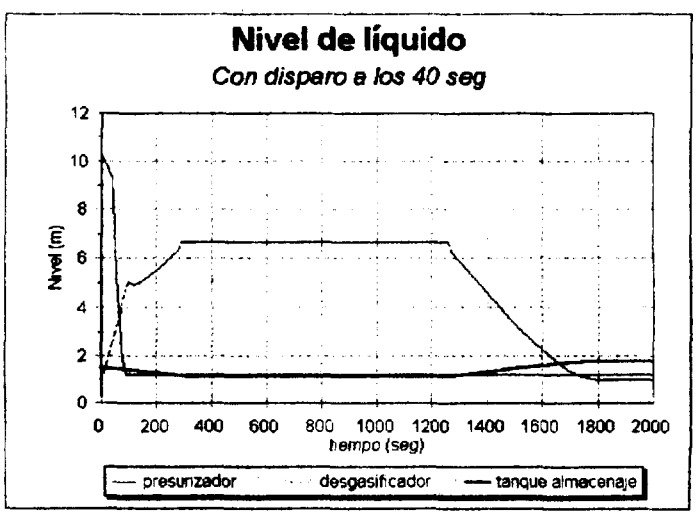


Figura 5

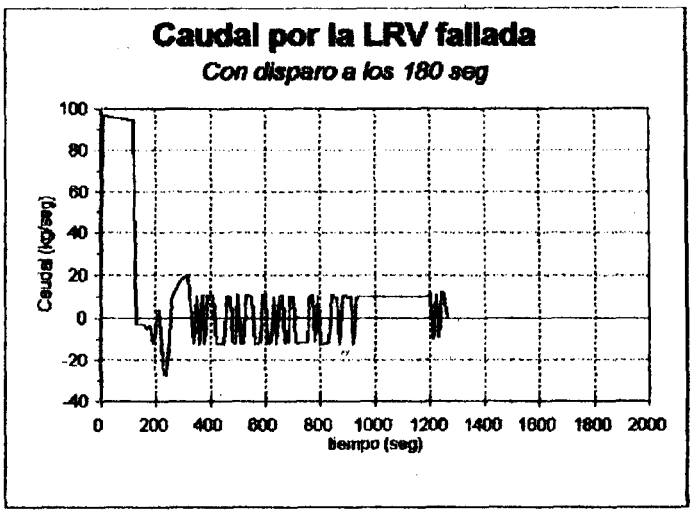


Figura 6

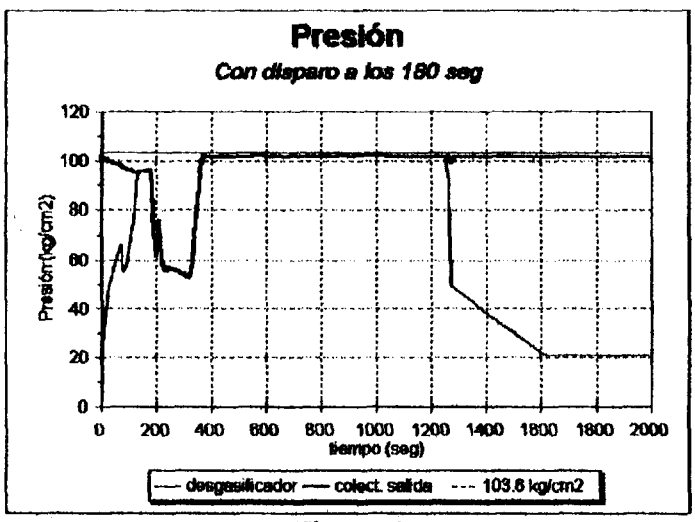


Figura 7

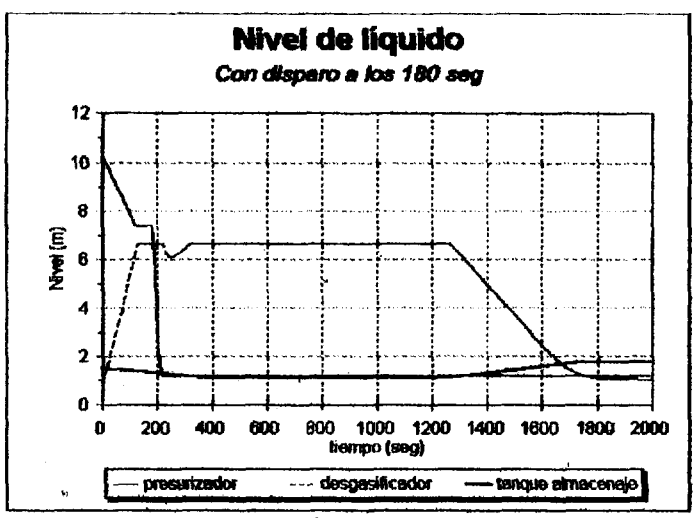


Figura 8

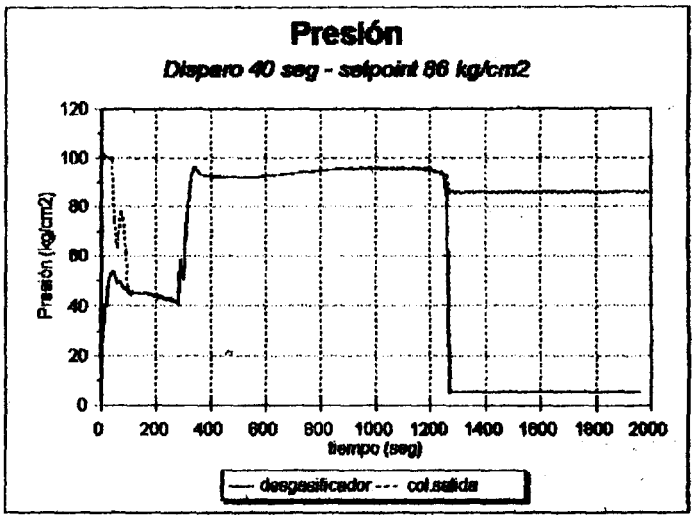


Figura 9

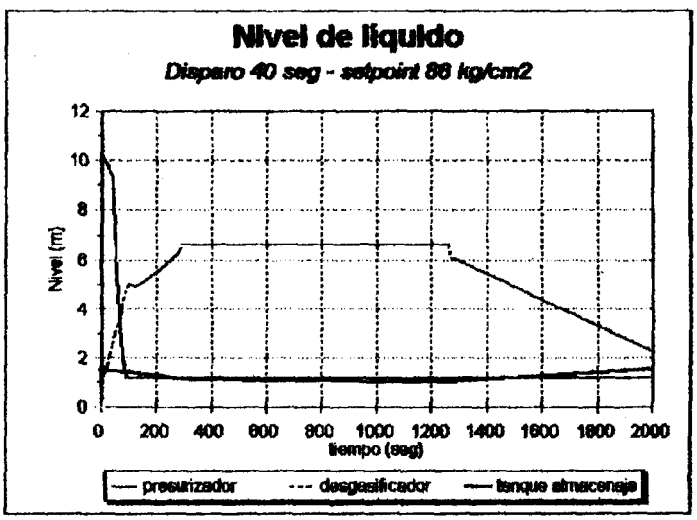


Figura 10

TUBOS DE CALANDRIA

J. C. Almagro (*), O. Lanzos (**), R. Volpi (**)
(*) Nucleoeléctria Argentina S.A.
(**) Centro Atómico Ezeiza - Comision Nacional de Energía Atómica

Resumen:

1) Desarrollo de la tecnologia de fabricacion de Tubos de Calandria, sin costura, de pared delgada y extremos de pared gruesa, a partir de tubos extrudados de Zr-2 (contrato AECL-FAE SA, convenio FAE SA-CNEA)

2) Fabricacion de una partida de tubos para evaluación en AECL.

Antecedentes: Desarrollo de la tecnologia de fabricación y suministro de una partida de tubos de calandria sin costura fabricados a partir de extrudados de Zr-2 y evaluados por AECL.

AR9700029

Conference on Competitiveness of Nuclear Power
in the Next Two Decades
Argentina, 18-21 November 1996

IMPROVING THE COMPETITIVENESS OF CURRENT NPPS THROUGH MORE COST-EFFECTIVE MAINTENANCE PROGRAMMES

Boris Gueorguiev and Thomas Mazour,
Nuclear Power Engineering Section
Department of Nuclear Energy
International Atomic Energy Agency
Vienna, Austria

ABSTRACT

In some countries, electricity rates are being de-regulated, and competition is permitted among suppliers. In other countries there is pressure to reduce or stabilize electrical costs to permit the industries in the country to better compete in the increasingly global market. In still other countries, utilities are experiencing difficulties in receiving payments from their customers because of economic realignments within the country. For all these NPPs, maintenance programmes are a major part of their operating budgets. Thus, all of the situations described create pressures to reduce maintenance costs. At the same time there is a need to maintain the quality of maintenance work. There is also a realization that some of the problems of today's plants are the result of inadequate maintenance programmes in the past. The net result is that NNP managers are being faced with the challenge of working smarter, so as to continue to provide needed maintenance, often with fewer resources.

The Agency is about to complete an activity related to the organization, planning and implementation of NPP maintenance programmes. This activity resulted in the identification of methods that utilities have found successful to date in providing more cost-effective maintenance programmes, as well as outlining activities that are now underway, or that are planned to provide additional maintenance improvements. Among the maintenance improvements identified were:

- reducing the duration of planned outages through better maintenance organization and planning
- maintenance based on component function and condition monitoring
- increased use of on-line maintenance
- establishing maintenance goals and incentives to achieve these goals
- better use and control of contractor services
- working with regulators to focus only on the safety aspects of maintenance, and to eliminate unnecessary requirements
- better use of maintenance procedures and job aids
- more efficient and effective post-maintenance testing
- sharing of specialized personnel and equipment

This proposed paper would summarize the results of this activity.

Cost Reduction and Standards Designs on Integrated PWR Technology

P. R. Rubiolo, P.C. Florido
Centro Atómico Bariloche, (8400) San Carlos de Bariloche, Rio Negro, ARGENTINA

Introduction:

New designs on integrated PWR are under evaluation in different countries. The future electric market and financial risk (interest rates) need more advanced economic evaluation including new tools. Main engineering decisions need to be analyzed by its economics advantages. Different designs are presently using different concepts [1].

In order to do a useful suggestion for the competitiveness of integrated reactors, this work evaluates the effect of main engineering decisions in a common basis.

Main Objectives:

A review of the latter integrated PWR designs shows that they used different steam generators designs, and coolant circulation's systems. The power of the reactor itself changes too much between the different options.

The objective of this work is to do a first conceptual economics evaluation of each of these major options. In order to meet this objective the cost of electric generation, the total overnight cost and the total financial cost are calculated. This means that the fuel cycle costs, the reactor pressure vessel cost, steam generation cost, and the cost associated with other components of the nuclear plant must be evaluated.

The economic evaluation does not include O&M cost . O&M cost depends mainly on reactor power but not on engineering decisions, so this point does not take into account in this work (reference [1] evaluate this point).

Amortization costs are fully calculated, computing the levelized capital costs of each reactor.

Methods Used:

After the design decisions are adopted, the reactor economy depends on main neutronic parameters, thermal hydraulic performance, weights of main components of NSSS (nuclear steam supply system), and the electrical power of the plant.

At this stage the reactor design could be seen as an optimization of these parameters, so a computer with a neutronic, thermal - hydraulic, and mechanical design of primary components and secondary efficiency has been used. An automatic optimization tool has been added to this program.

Neutronic Model:

Average pin cell model with buckling could be used at this level, with a burnup estimation by means of a simple linear reactivity model [2]. WIMS [3] code was used to calculate a data base with different parameters (enrichment, power densities, pitch, etc.). Reactivity, burnup and void coefficient were calculated with fast and simple FORTRAN code, interpolating in a data base (with very good precision).

Thermal hydraulic Model:

One dimensional model was used for NSSS with natural or forced convection. The model nodalized the main components of the NSSS, and find the solution by means of energy and impulse balances on each node and on the whole component. Thermal performance of the SG (steam generator) was calculated with one dimensional secondary side heat transfer model, taking into account the different heat transfer regimens. The pressure losses along the primary system were estimated as concentrated loads or distributed loads in the nodes.

Critical heat flux, heat transfer coefficient and pressure losses were calculated using the same correlations that CAREM used.

Mechanical design procedure:

The Steam Generator (SG) mechanical design used standard ASME [4] criteria and data. Other main mechanical components were calculated using ASME codes (like reactor pressure vessel RPV) and radiological considerations.

Efficiency Model:

The efficiency of the thermal cycle depends on secondary system parameters. Gross thermal efficiency was calculated using a simple cycle with three pre heating stages. The net efficiency is obtained only subtracting primary and secondary pumping power. The turbine efficiency is reduce in order to consider other power consumptions.

Lay - Out:

Primary lay out was calculated using mechanical, activations and dose limits, and other criteria used in the CAREM reactor. Number of fuel elements and number of rods for each fuel element have been calculated in order to have enough fuel elements for a good strategy and burnup, together with a reasonable size and weigh of fuel elements and control rods number.

Economics consideration:

Capital costs were calculated using CAREM costs breakdown, scaling coefficient, major primary system costs estimation (by weight), and detailed cost for NSSS components (Instrumentation, Containment, Auxiliary Systems, etc.). Capital costs amortization could be calculated with a construction schedule, fuel cycle length, outage estimation, and an interest rate. Fuel cycle costs were calculated using standard estimation [5]. Fuel cycle cost depends on power density and burnup, then on neutron leakage or reactor core size.

Costs Minimization:

The cost of each reactor design depends mainly on pressure of primary, super heating on secondary side, mass flow of primary pumps, diameter of RPV, inlet water temperature of SG, secondary side pressure, diameter of SG tube, pitch - diameter of SG tubes, length of SG, pitch between fuel rods, enrichment, thermal power, height/diameter of core, linear heat flux of core, number of SG, number of refueling zones, interest rate, baffles number in SG steam zone, baffles number in SG liquid water zone.

An automatic optimization tool has been added to the code, and changes all these parameters in order to minimized the capital and fuel cycle costs. This optimization had

boundary conditions in temperature increase in the SG, maximum burnup, RPV height, minimum SG tubes diameter, pitch/diameter of SG tubes, void coefficient and Minimal Critical Power Ratio.

For each engineering option, and for a given thermal power output, the program changes all the parameters and minimizes the levelized generation costs.

Design program:

The design program include several routines. These routines contain the different models of the reactor systems, the procedure used for the mechanical design of the NSSS and for the economic evaluations of the reactor, and the optimization routine. As was described before, the models are employed to predict the thermohydraulic and neutronic performance of the primary system, the efficiency of the secondary circuit, and other parameters of the NSSS like void coefficient and minimal critical power ratio.

The optimization routine carry out a numerical procedure in order to minimize the cost of electric generation with respect to the design variables. Due its discrete nature, certain design variables are considered fixed during the optimization. These variables are called parameterized variables (instead the others are named optimized variables).

Because the existence of design requirements, security considerations and construction limits, the optimization procedure must to take into account constrains over the design variables. There are two main types of constrains. Those which can be include like limits in certain design variables, for example the minimum diameter of the SG tubes or the maximum burnup of the fuel elements. On other hand, there are limits over certain characteristics parameters of the reactor. These parameters are obtained from the calculations of the NSSS performance. Examples of this constrains are restrictions over the minimum steam overheating at the SG exit, the MCPR and the void reactivity coefficient.

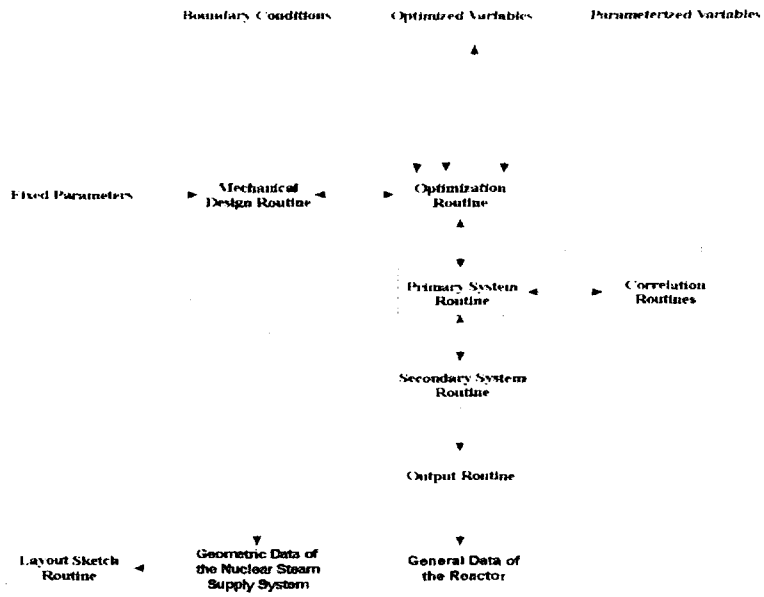


Figure 1: Scheme of the routines and files used by the design program. The main routine is the optimization routine

The mechanical design routine uses a collection of fixed parameters. These parameters are physical properties of the construction materials, geometric relations and others parameters considered fixed due the design criterions.

The figure 1 shows a scheme of the routines and files used by the design program.

Results:

The figure 2 shows the electric generation cost normalized to a reference design for every electric power. The design that employed primary coolant flowing inside the SG tubes and circulation by natural convection was chosen as the reference design. It can be seen that for small power the choice of natural convection does not have a great impact over the cost of energy generation. In this case the choice of the natural convection could be justified by simplicity criterions.

Nevertheless the gap between the designs which use natural convection and those that use forced convection increase with the electric power. For this reason, at high power the simplicity criterion's are abandoned in order to favor economic considerations.

The less performance of the designs where the primary coolant flow outside the SG tubes are originated in the worse heat transference of these SG. There are several reasons for this behavior, it can be mention the greater thickness of the SG tubes (they are under external pressure), the low primary velocity in the SG and the increment in the pressure losses of the SG.

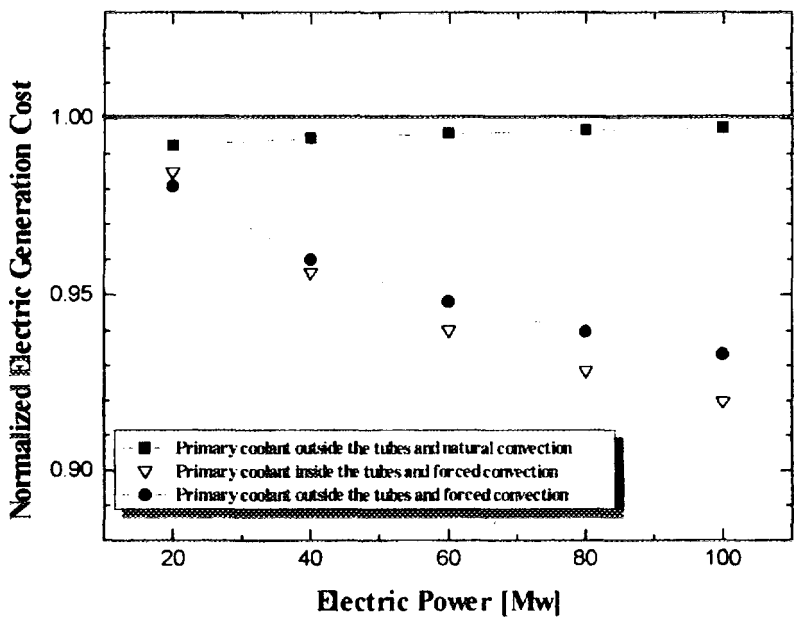


Figure 2: Electric generation cost normalized to a reference design for every electric power. The design that employed primary coolant flowing inside the SG tubes and circulation by natural convection was chosen as the reference design.

However the designs where the primary coolant flow outside the SG tubes have the advantage of least weights (as can be see in figure 3) and diameters of the RPV. This type of SG allow the designer to add fins over the primary side of the SG tubes or use helycoidal tubes in order to maximized the heat transfer. Furthermore the SG tubes are under external pressure (reducing the possibility of fissure growth) and the effects of fouling are avoid.

Figure 3 shows the weights of reactor pressure vessel for the different designs versus the thermal power. It can be seen that generally less weights are obtained for the design which employ forced circulation and where the primary coolant flow inside the SG tubes. This behavior are originated in the better utilization of the gap between the RPV wall and the chimney of the reactor (in those designs where the primary coolant flow outside the SG tubes).

It must be outstanding that the weight and diameter of the RPV limit the range of the commercial suppliers. For this reason both parameters are associated to manufacturabilited criterions.

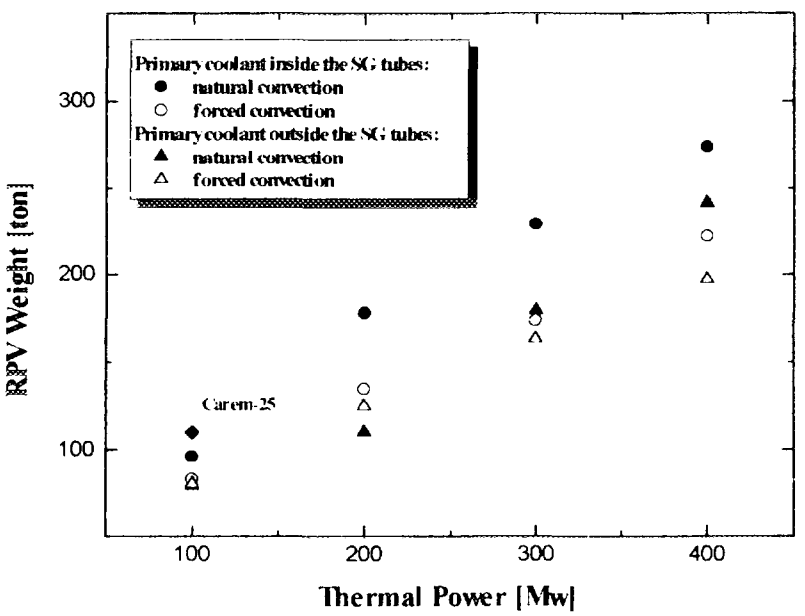


Figure 3: Weights of reactor pressure vessel for the different designs versus the thermal power. It can be seen that generally the least weight are obtained for the design which employ forced circulation and where the primary coolant flow inside the SG tubes.

Conclusions:

It can be concluded that a optimization procedure over the design variables is a necessary step in a conceptual design together with a suitable evaluation of differents design solutions.

The final results allow to suppose that the economic and manufacturability requirements are better met by the design which employ forced circulation and where the primary coolant flow inside the SG tubes. The simplicity of natural convection LWR could not be supported for power greater than 600 Mwe due to economic disadvantages.

References:

[1] P.C. Florido, J.E. Bergallo, Competitiveness of Integrated PWR Technology in an Open Electric Market for the Next Two Decades. International Meeting on Nuclear Power Competitiveness in the Next Two Decades. Buenos Aires. November, 1996.

[2] P. Silvennoinen. Reactor Core Fuel Management. Pergamon Press.

[3] Askew J. R., R. F. Fayers, P. B. Kemshell. Journal British Nuclear Energy Society N° 4, 564, 1996.

[4] ASME Code III, section NB.

[5] Water Reactor Fuel Extended Burnup Study. Technical Report Series N° 343, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1992.

AR9700030

LA GENERACIÓN NUCLEAR EN COMPETENCIA CON OTRAS FUENTES PARA GENERACIÓN ELÉCTRICA DE BASE.

Carla NOTARI, Francisco C. REY.
Sector Estudios de Reactores y Centrales
Unidad de Actividades "Reactores y Centrales Nucleares"
Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) - Argentina

1.- INTRODUCCIÓN.

Se analiza la situación de la generación nuclear en Argentina en relación con las posibles instalaciones futuras, examinando particularmente la situación frente al gas natural.

Se hace una revisión de los estudios comparativos más recientes con el objeto de clarificar el contexto internacional.

2- SITUACIÓN INTERNACIONAL

2.1.- Estudio de OECD.

El último estudio de la OECD sobre el tema fué realizado en 1992 (1) y una actualización del mismo está programada en el curso del presente año.

Se plantea un análisis coherente de los costos de generación de energía en los países miembros según las diversas fuentes, incluyendo alguna información de países fuera de la OECD.

La evaluación se refiere a plantas que pueden utilizarse como generadoras de base y que estarían comercialmente disponibles para ser puestas en marcha en el año 2000. Se incluye tecnología nuclear, carbón y gas y algunas tecnologías renovables.

Se excluyen del estudio las grandes plantas hidráulicas, dado que se consideran demasiado específicas respecto del sitio de instalación; en particular en los países miembros de OECD, no hay prácticamente sitios potencialmente interesantes.

Respecto de las nuevas tecnologías de combustibles fósiles, desde el estudio previo (1983) ha habido una mayor incidencia de turbinas de gas de ciclo combinado de alta eficiencia y de plantas avanzadas de carbón. Asimismo se incluyeron en el estudio datos de algunas tecnologías renovables como turbinas eólicas, biomasa, etc.

Los datos de costos utilizados fueron provistos por 16 países de la OECD y 6 países externos a la OECD.

La metodología de evaluación de costos es la de costos nivelados a moneda constante.

Se ha hecho una distinción entre costos asociados a tecnologías probadas y aquellos de tecnologías aún no bien establecidas, en las que los valores disponibles son más dudosos.

Para todas las plantas se ha supuesto la fecha de arranque en el año 2000. En el caso nuclear y carbón una vida útil de 30 años y un factor de carga de 75%. Para las restantes opciones estos parámetros varían. Las tasas de descuento adoptadas fueron 5% y 10%, intentando cubrir el abanico de valores utilizados en los países participantes.

Es de notar que los valores de costos presentados por los diferentes países provienen de diversas fuentes: datos efectivos de costos, valores de licitaciones, ofertas y análisis preliminares.

Las conclusiones generales respecto de los costos de inversión se indican en la tabla I, mientras que en la tabla II se resumen los valores de costos totales de generación.

TABLA I : Rango de costos de inversión sin intereses y sin decomisionamiento ($/kWe)

COSTOS	NUCLEAR	CARBÓN	GAS	OTROS*
INVERSIÓN	960-2800	815-1930	400-1230	930 - 4100
S/EXTREMOS	1150-1800	1000-1500	550-800	

* Incluye eólica, pequeña hidráulica, incineración de residuos.

TABLA II : Rango de costos de generación nivelados (mills/kWh)

COSTOS	NUCLEAR	CARBÓN	GAS	OTROS
TASA 5%	29 - 54	33 - 80	36 - 77	43 - 86
TASA 10%	40 - 75	42 - 99	40 - 81	59 - 154

Los costos de generación nivelados son totales, es decir la suma de inversión, operación y mantenimiento y combustible. Se incluyen los intereses durante la construcción, los gastos de decomisionamiento y de disposición de residuos.

Los resultados globales, que en gran medida se solapan, permiten decir que las tres opciones tradicionales son muy comparables y que la decisión acerca de una u otra debe examinarse en cada caso particular. Las fuentes renovables exhiben costos de generación superiores.

Si se analiza la situación de cada país, puede decirse en general, que a una tasa de 5%, la mayoría de los países evalúa como más económica la energía nuclear comparada con carbón y gas, con la excepción de plantas instaladas en regiones con acceso a carbón barato, como las zonas oeste de EE.UU. y Canadá y algunas regiones de China e India.

La comparación entre gas y carbón es más pareja con cierta ventaja para este último .

Si se utiliza una tasa de 10%, la situación cambia, favoreciendo marcadamente la generación a gas respecto del carbón y la nuclear, siendo estas dos últimas bastante equivalentes. Esto se debe claramente al efecto de la tasa en la componente capital del costo de generación.

En el caso de la energía nuclear, la componente de inversión es decisiva; la contribución del combustible es pequeña (entre 10 y 35%), siendo la contribución de

operación y mantenimiento similar a la del combustible. Casos extremos son los de Canadá, con costos de combustible muy bajos y EE.UU., con costos de operación y mantenimiento muy altos.

El costo del carbón en cambio representa entre 40 y 60% del costo de generación y en el caso del gas, el combustible excede el 60% de dichos costos.

La proyección de costos de combustible es también distinta entre las opciones de generación. Mientras los costos del combustible nuclear se visualizan estables en los primeros treinta años del próximo siglo, el escalamiento de costos que prevén los diferentes países para el carbón y gas es mayor. En este último caso, algunos países estiman costos duplicados (Holanda) ó triplicados (Japón), para el año 2030.

Con respecto a las fuentes renovables, la disponibilidad de valores de costos es casi inexistente por comparación con las otras opciones.

Estados Unidos y Dinamarca tienen instalaciones eólicas importantes, pero los subsidios del gobierno que las ha beneficiado, hace difícil la comparación. Pequeñas plantas hidráulicas e incineración de residuos contribuyen también. Sin embargo ninguna de éstas constituyen opciones importantes para reemplazar a las plantas de base consideradas en primer término.

Globalmente puede concluirse que las tres fuentes principales de generación consideradas muestran valores de costos comparables y variaciones de un país a otro pueden justificar una u otra elección dependiendo de condiciones particulares y muy especialmente de la tasa de retorno elegida.

Con respecto a las expectativas futuras analizadas en el estudio, se mencionan tres campos que pueden influir en los costos:

-*Tecnología*: la aparición del ciclo combinado, con su alta eficiencia y baja inversión, ha significado una variación sustancial de los costos de generación con gas y se piensa que aún hay margen para mejoras en este sentido.

Se están desarrollando tecnologías avanzadas para quemar carbón que aumentarían la eficiencia, pero no hay aún evidencia de que generarán una energía más barata. Algo similar puede decirse de los desarrollos en materia nuclear, tendientes a reducir el fuerte impacto de la inversión de capital, reduciendo los plazos de construcción.

Las fuentes renovables han de tener una mayor penetración, pero su contribución a la generación de base ha de ser muy limitada en un futuro próximo.

-*Disponibilidad de combustibles*: la preocupación de los países por la seguridad en el suministro y los precios de los combustibles es menor que en el pasado, aunque la gran mayoría tiende a la diversidad en las fuentes de energía.

En general puede decirse que las reservas mundiales comprobadas son suficientemente holgadas para las necesidades de las plantas planificadas para el año 2000, por lo cual no se esperan penalizaciones en combustibles debido a su escasez en el período considerado.

-*Medio ambiente*: el efecto de la preocupación ambiental en los costos de generación futuros es motivo de especulación, aunque los efectos son potencialmente importantes. Se plantea aquí que la industria nuclear ha internalizado los costos ambientales como

resultado de las fuertes regulaciones que se le han impuesto. Esto no es así para las alternativas de gas y carbón.

Las plantas incluidas en este estudio incorporan tecnologías para reducir las emisiones de gases con azufre y nitrógeno que contribuyen a la lluvia ácida, pero la inevitable emisión de dióxido de carbono en la combustión del carbón y en menor medida de gas, que contribuye al efecto invernadero podría conducir a introducir un impuesto bajo la forma de $/tonelada de carbón emitido que podría incrementar los precios de generación del carbón entre 50 y 100% y de gas entre 25 y 50%.

La energía nuclear y las renovables también incrementarían un poco sus costos por los combustibles fósiles utilizados en la producción de materiales y en la construcción.

2.2.- Estudio de OIEA.

Este trabajo es de 1993 (2) e incluye un menor número de contribuciones que el anterior y la mayoría de países fuera de la OECD. Las fuentes comparadas son únicamente nuclear y carbón.

Por la misma composición de los países participantes con economías muy dispares entre sí, no se ha intentado una comparación directa de costos. Entre otras razones, los tipos de cambio utilizados para convertir a una unidad común, no expresan en muchos casos el poder adquisitivo de la moneda; los enfoques financieros para amortizar la inversión y los costos de generación son diferentes, etc.

El análisis se concentra en la relación de costos entre nuclear y carbón en cada país y se utilizan costos actuales correspondientes a centrales en operación a la fecha del estudio.

En todos los casos, excepto Estados Unidos e India, se evalúa la generación nuclear con cierta ventaja respecto del carbón. En la India incide la abundancia de carbón y en Estados Unidos, el escalamiento de costos de inversión en los proyectos nucleares debidos a cambios en los requerimientos regulatorios, falta de standardización y menor crecimiento de la demanda de energía.

Como conclusión general puede decirse que la generación nuclear es competitiva como generadora de base, aunque ha perdido ventajas en los últimos años. Claramente no es competitiva en áreas con acceso a recursos fósiles e hidráulicos baratos.

La experiencia es sumamente reveladora de la importancia que tiene para un proyecto nuclear el entorno político-económico e institucional. Como cualquier proyecto de larga maduración, su desarrollo suele abarcar varias administraciones del país y las interrupciones y demoras incrementan la componente decisiva en los costos de generación, que es la inversión de capital. El contexto regulatorio y sobre todo su estabilidad aparecen como requisitos indispensables.

3.- SITUACIÓN ARGENTINA

3.1.- Consideraciones generales.

El propósito de examinar la situación argentina, es determinar las mejores opciones para las instalaciones futuras, analizando las cuatro alternativas potencialmente competitivas en el mercado local: gas, nuclear, hidráulica y eólica.

Es difícil realizar un estudio coherente en cuanto a la fuente de los datos utilizados. Por ello se han utilizado fuentes mixtas y en algunos casos valores internacionales. Sin embargo creemos que esta deficiencia no invalida las conclusiones generales.

3.2.- Características locales.

Nuestro país tiene diferencias con los países de los estudios precedentes. Se señalan a continuación las más importantes:

-Una notable capacidad hidráulica que aún no se encuentra totalmente explotada. Si bien los proyectos mas económicos ya están realizados, todavía quedan proyectos importantes con costos aceptables (aunque sus costos totales de generación se encuentran por encima de los valores actuales de venta de la energía en el mercado eléctrico nacional).
-Importantes yacimientos de gas natural con costos de explotación bajos que hacen que se disponga de este combustible con valores ventajosos en relación con los países de la OECD. Con respecto a este combustible nuestro país tiene hábitos de consumo diferentes a los países de la OECD.
-Importantes reservas de carbón pero éste es de baja calidad
-Reservas de uranio para abastecer un programa de instalaciones nucleares pero su costo es mayor que el costo del mineral en el mercado internacional. Con respecto a este combustible Argentina posee además desarrollos tecnológicos que le han permitido completar el frente del ciclo de combustible.
-Zonas potencialmente explotables para generación eólica.
-Redes extensas de transporte de energía eléctrica en alta tensión y gasoductos, con capacidad ociosa la mayor parte del año, que unen las zonas de los yacimientos gasíferos con los principales centros de consumo.

En el análisis se decidió descartar los combustibles carbón y fuel oil; en el primer caso por las razones ya mencionadas de calidad y en el segundo porque en nuestro país los costos relativos entre el fuel oil y el gas natural hacen que en las zonas en que se dispone de gas, éste ofrezca importantes ventajas económicas respecto del fuel.

En nuestro país el gas natural tiene una alta penetración en los hogares para cocción y calefacción. Esto provoca que en los meses de invierno, en los principales centros de consumo, exista un crecimiento brusco de la demanda que supera la capacidad de transporte. Como para este combustible se prioriza el uso residencial por sobre el industrial, en dicho período este fluído tiene restricciones para su uso en generación eléctrica, y es reemplazado parcialmente por fuel oil en los equipos que lo permiten y por diesel oil en las turbinas de gas, encareciendo los costos de generación.

Esta distorsión se atenuará cuando se completen las instalaciones previstas para almacenar gas en lugares cercanos a los centros de consumo y reinyectarlo a la red en la época de máxima demanda.

3.3.- Costos de inversión

Para las centrales nucleares se tomaron los costos del Candu (PHWR) informados por Canadá y Corea en el estudio de referencia (1). Esta elección no invalida otras opciones que se encuentran en valores similares.

Para los generadores que utilizan gas natural se usaron los costos informados por CAMMESA y publicaciones diversas. Se consideraron como opciones la turbina de gas a ciclo abierto (TG) y el ciclo combinado (CC).

Para generación eólica se utilizaron costos de la OECD (1); no se incluyen los costos de almacenamiento de la energía eléctrica producida, este último dato puede modificar totalmente el análisis dado que la inestabilidad en el tiempo de este recurso hace que, para generación de base, sean necesarias instalaciones de almacenamiento.

De todas formas se consideró que un porcentaje pequeño de la demanda eléctrica (el que se encuentra dentro de la banda de regulación de frecuencia) puede ser cubierto, si en la comparación de costos resultara conveniente, sin necesidad de instalaciones de almacenamiento.

Para generación hidráulica se utilizaron los costos conocidos del proyecto Paraná Medio cierre sur (Chapetón) (3).

TABLA III. Rango de costos inversión sin intereses y sin decomisionamiento.($/Kwe)

NUCLEAR	GAS (TG)	GAS (CC)	EOLICA	HIDRÁULICA
1540-1783	300-400	400-500	930-1815	1667

3.4.- Costos de combustible

Los valores de costos adoptados son los siguientes:

-Nuclear: Los costos del combustible utilizado en el país para la Central Nuclear de Embalse (Candu 600) informados por Nucleoélectrica Argentina S.A. ante CAMMESA.(4)

-Gas natural: los precios de referencia para el gas natural informados por CAMMESA para el Gran Buenos Aires (4).

En el caso de este último combustible se consideraron los precios en Gran Buenos Aires porque la capacidad de transporte de electricidad entre las zonas productoras de gas y los centros de consumo están saturadas y aún en el caso de construirse la cuarta línea de interconexión entre el Comahue y Buenos Aires ésta se saturará rápidamente.

Por otra parte los gasoductos que transportan gas a Buenos Aires tienen en la mayor parte del año capacidad ociosa y su escasez en algún periodo del año tiende a solucionarse.

Se tiene conocimiento que varios generadores importantes han concretado contratos de compra de gas natural en valores inferiores a los precios de referencia.

Estos valores no fueron considerados en este análisis pues se cree que en la medida que disminuya la capacidad ociosa de los gasoductos estos precios de oportunidad tenderán a acercarse a los valores de referencia; Hay que tener en cuenta además que este valor de referencia es aproximadamente el 60 % del valor correspondiente al fuel oil (en unidades calóricas).

Existen además importantes proyectos de exportación de gas natural que aumentarán esta tendencia.

En la tabla IV se indican los costos y características de los combustibles involucrados:

TABLA IV: Caracteristicas de los combustibles.

Tipo:	Nuclear	Gas Natural
Precio	194,62 $ / Kg.	0,075 $ / M3
Calor especifico	151 040 000 Kcal / Kg.	8400 Kcal / M3

3.5.- Costos de operación y mantenimiento

Se utilizaron los valores internacionales (1).

3.6.- Costos totales de generación.

Para la amortización de la inversión se utilizó en todos los casos una tasa de interés del 10%, que se consideró razonable para nuestro país para este tipo de inversiones, considerando una mezcla de tasas internacionales menores y tasas locales superiores a esta cifra.

Para los casos de generación eólica, hidráulica y nuclear, puede haber en el mercado internacional, tasas menores en función de los préstamos del Banco Mundial (GEF) para las fuentes de generación eléctrica que eviten la emanación de gases de efecto invernadero, pero no se consideraron en este análisis.

En el caso de los reactores nucleares se consideró además la incidencia del costo de desmantelamiento.

En todos los casos se tuvieron en cuenta los intereses durante la construcción, que en los casos de generación hidráulica y nuclear tienen un efecto notable debido a los prolongados periodos de ejecución de las obras.

En todos los casos para el cálculo de incidencia de la inversión en el costo de generación se tuvieron en cuenta los factores de carga de los equipos involucrados (Tabla V)

TABLA V: Factores de carga:

NUCLEAR	TURB. de GAS	CICLO COMB.	EOLICA	HIDRAULICA
0,85	0,9	0,9	0,25	0,65

Para la incidencia del combustible en los costos de generación se utilizaron los rendimientos promedio de las máquinas térmicas involucradas (CC = 1800 Kcal / Kwh, TG = 2560 Kcal / Kwh y Nuclear = 2600 Kcal / Kwh).

En el caso de los combustibles nucleares se consideró un adicional de 1mills/Kwh por la gestión final de los residuos.

TABLA VI. Rango de costos de generación nivelados (mills/kWh)

	NUCLEAR	GAS (TG)	GAS (CC)	EOLICA	HIDRAULICA
INVERSION	25,8-29,9	4,5-6,0	6,3-7,8	49,9-97,3	36
O&M	8,0	2,3	2,8	2,8	4,6
COMBUST.	4,5	22,9	16,1	0	0
TOTAL	38,3-42,4	29,6-31,1	25,2-26,7	52,7-100,2	40,6

El análisis de los resultados volcados en la tabla VI muestra que en nuestro país, para la región de Buenos Aires en las condiciones arriba indicadas la opción mas económica para generación eléctrica es el ciclo combinado que utiliza gas natural como combustible.

Esta situación puede cambiar si se producen incrementos en el valor del gas natural. Estos incrementos podrían producirse por aumento del precio del petróleo y/o acercamiento de los precios del gas (en $/Kcal) a su reemplazante natural, el fuel oil.

4.- CONCLUSIONES.

Los estudios analizados en primer término permiten concluir, que más allá de algunas particularidades regionales, dentro del ámbito de la OECD, la opción de generación eléctrica nuclear es competitiva para la generación de base para plantas a ser comisionadas en el año 2000, aunque el gas se está presentando como una alternativa en ascenso. Si la tasa de retorno elegida es de 5%, la generación nuclear mantiene globalmente su ventaja, pero si se utiliza el 10%, penalizando a los proyectos con costos de inversión importantes, los costos nivelados favorecen al gas.

También en el contexto de países fuera de la OECD, la generación nuclear presenta costos competitivos, excepto en regiones con acceso a combustible fósil barato.

En el caso argentino, el análisis de posibles plantas de generación para un futuro próximo, muestra una clara ventaja para el gas natural en términos de costos de generación, lo cual se debe fundamentalmente al valor del combustible local y a los bajos costos de instalación.

En cuanto a la posible evolución de esta situación, no es improbable que los costos de gas se incrementen, hasta alcanzar valores más próximos a los internacionales, lo cual disminuirá la brecha con las otras fuentes.

Al margen de nuevas instalaciones, es claro que dentro del mercado local, el despacho por costo marginal favorece a las plantas nucleoeléctricas, ya que la incidencia de su combustible en el costo de generación es apreciablemente inferior al de las plantas que utilizan combustibles fósiles.

Otra consideración de interés, es que la diversificación en los recursos utilizados es deseable, especialmente cuando el combustible nuclear ha demostrado un comportamiento estable de precios, frente a las fluctuaciones de los fósiles.

El tema ambiental también constituye una incógnita en cuanto a su influencia en los costos en un futuro próximo. Si se penalizara el combustible fósil por su aporte al calentamiento global, siguiendo la tendencia iniciada en algunos países industrializados, los costos relativos podrían alterarse, aunque esto no es previsible en lo inmediato.

REFERENCIAS

(1) Projected costs of generating electricity, NEA, OECD,1992.
(2) Nuclear and Conventional baseload electricity generation cost experience. IAEA-TECDOC-701, 1993.
(3) Debate realizado el 5/6/96 sobre el proyecto de Paraná Medio organizado por la revista Panorama Eléctrico y la FATLYF.
(4) CAMMESA: Programación Estacional Mayo /Octubre 1996.

ALTERNATIVES FOR IGNALINA NPP - CAN WE AFFORD TO LIVE WITHOUT NUCLEAR POWER?

Vytautas Bieliauskas, Dainius Janėnas
Energy Agency, Lithuania

After many years of France being unchallenged leader on the list of nuclear share of electricity generation in the country, in 1992 this position was taken by Lithuania with 78.2% of nuclear electricity with average load factor for two units only 60.8%. It was one of many unusual products of the period of Soviet Union collapse and regaining the independence by incorporated countries.

Lithuania has not put any ambitious tasks to overcome any of highly developed countries. It appeared that high percentage of nuclear electricity can mean not only high technological level of the country but also to be a sign that something is wrong in country's economics. Two units of Ignalina NPP at present constitute 49.5% of available power plants capacity (hydro-pumped storage excluded). It is widely accepted that nuclear reactors can be competitive only if their load factor exceeds 70%. In Lithuania average load factor for two units constituted in 1993 - 50.9%, in 1994 - 31.9%, in 1995 - 49.0%. Nevertheless the main reason for so high nuclear share was very high difference between the costs of electricity, produced in nuclear and thermal power plants. Official figures for electricity production costs in main plants in 1995 are given in Table 1.

Table 1. Available capacity (in MW) and production costs (in USD/MWh) in different power plants

Plant	Avail. capacity	Produc -tion costs,	Fuel costs
Ignalina Nuclear PP	2600	10.75	3.48
Lithuanian Thermal PP	1800	48.25	26.78
Vilnius CHP	364	44.13	14.22
Kaunas CHP	159	20.13	16.05

Of course, there can be a doubt about the cost calculation methods in state owned enterprises. Bearing in mind that at present deductions for decommissioning fund still are not sufficient, increase of calculated production costs of about 25% can be expected but nuclear still will remain the best option.

Immediately after assuming the responsibility for the operation and safety of Ignalina NPP, Lithuania has been put under strong political pressure to close it's "Chornobyl type" reactors. Later it appeared that there is no viable economic alternative for existing nuclear power. But most probably between year 2000 and 2010 not political but technical pressures will lead to the closure of existing reactors. What would be the implications?

Quite recently Lithuanian Energy Institute with the assistance of EU PHARE Programme finished least cost power development study [1]. Scenario of closure of INPP unit 1 in 2003 and unit 2 in 2008 in the conditions of slow economic growth and slow increase of fossil fuel world prices was selected as the most realistic. Possibility of construction of new nuclear power plant was not totally dismissed but, mostly on the assumption of impossibility to collect the necessary financial resources for its

installation, refurbishment of existing thermal power plant was proposed. In such case the following changes in overall energy picture between 2003 and 2009 are foreseen:

-decrease of annual electricity production to 12 TWh (86% of current level, 40.8% of year 1991 level);

-decrease of electricity export from 2 TWh (questionable figure, because there are contracts for export of 4.2 TWh in 1996 and further increase to 5.9 TWh in 2000 is foreseen) to zero;

-increase of generation plus distribution costs from 2.3 cents US for kWh to about 4...4.5 cents US;

-increase of imported heavy fuel oil consumption from 700 thousands tons of coal equivalent (t. c. e.) to 2200 thousands t. c. e., and increase of orimulsion consumption from 600 t. c. e. to 1200 t. c. e.;

-increase of SO_2 emissions from 50000 tons to 100000 tons, CO_2 emissions from 3.9 mln tons to 8 mln tons, NO_x emissions from 7500 tons to 13500 tons, emissions of particles from 2400 tons to 5500 tons.

Increase of generation cost is inevitable in any case of a new installation. But if the cost of nuclear and non-nuclear electricity in some European countries, situated far from the sources of natural gas and oil, and Japan, which is also lacking substantial indigenous resources, is compared (Table 2), it is evident that nuclear is competitive at present and, bearing in mind expected increase of fossil fuel prices, it should remain competitive with the condition that improved safety in the plants of new design will not be assured at the expense of excessive construction and operation costs.

Table 2. Cost of electricity production (in cents US for kWh) for some OECD countries. Source: OECD 1992.

	Nuclear	Coal	Gas
GERMANY	7.55	9.44	-
FRANCE	4.40	5.71	5.79
JAPAN	7.30	7.88	8.13

Performed least cost analysis does not take into account one more very serious problem - possible social consequences of INPP closure. At present the personnel of INPP consists of 5050 persons, including about 800 engineers and other high skilled specialists. Their families live in a small town Visaginas (about 40000 inhabitants), built especially for their housing. Considerable part of Visaginas inhabitants used to work for construction industry and were supposedly be employed in the construction of third unit, which was discontinued in 1991. So local unemployment rate is already high and this is an area neighbouring with National Park, with low level of industry. One more aggravating circumstance - 92% of INPP personnel are native Russian speakers and many of them do not speak state language which is obligatory in many positions of employment outside NPP.

Decision on possible installation of new nuclear power plant should take into account existing legal framework, public acceptance and financial possibilities.

Legal issues. Current draft of Nuclear Energy Law, approved by the Government and submitted to the Parliament, provides that resolution on the construction of new nuclear power plant or installation of new nuclear reactor has to be adopted by the Parliament at the recommendation of the Government. Nuclear power plants as well

as research reactors shall belong to the state. Licences for design, construction and operation of nuclear facilities have to be issued by existing regulatory body - State Nuclear Power Safety Inspectorate. Concerning the issues of liability for nuclear damage - Lithuania joined Vienna Convention on Civil Liability and Joint Protocol Relating to the Application of the Vienna Convention and the Paris Convention. It also adopted internal law on nuclear liability issues. Lithuania is a member of Treaty on the Non - Proliferation of Nuclear Weapons and has ratified International Convention on Nuclear Safety.

Public acceptance. In 1993 opinion poll on the acceptability of new, modern nuclear reactor with improved safety features was made among 157 power experts, responsible government employees, worker unions, agricultural organisations and movement of greens by the scientists of Institute of Philosophy, Sociology and Law[2]. Though the procedure of selection was not clearly defined, the results can be looked at as favourable: 52% are for, 31% - against and 17% - undecided. As one more interesting finding - forecast of polled persons on future percentage of nuclear electricity gave following figures: in 2013 - 48%, in 2033 - 44%, in 2053 - 39%.

Investments. Estimated installation costs of new reactor would constitute about 1800 USD/kW, e. g. 1710 mln USD for unit of 950 MW and 2700 mln. USD for unit of 1500 MW. Last figure is approximately equal to Gross Domestic Product of Lithuania in 1995. Can Lithuania afford it? By itself - absolutely not. Where can such resources come from? Pool of several neighbouring countries seems initially very attractive, at least one our neighbour - Belarus has expressed a clear interest into development of nuclear power[3]. But it may appear that even three or four neighbouring countries will not able to collect necessary financing from internal sources. Pooling with Belarus is also problematic because Belarus did not join Vienna convention on civil liability.

Investments from abroad can possibly be attracted only after establishment of more favourite conditions of ownership.

Operation of new nuclear power plant would also mean higher independence from exporters of energy resources (at present almost exclusively - Russia), higher reliability of electricity supply and better possibility to meet the higher standards of EU on environment pollution.

Conclusions.

1. Though Lithuania possesses capacity of thermal power plants sufficient for internal needs of electricity, immediate closure of two RBMK - 1500 reactors and transition to fossil fuel would have disastrous effect on country economics.

2. Existing technical evaluations show that, despite their very high competitiveness at present time, both nuclear units should be closed in the beginning of the next century because of the end of their resource.

3. Bearing in mind the absence of indigenous power resources installation of new modern nuclear power plant in Lithuania could be viable decision. Public opinion is favourable to modern NPP with improved safety features.

4. Not only economic competitiveness, but possibility to attract foreign investments can be crucial for implementation of such decision, so changes in legal background allowing for private ownership of reactors can be necessary.

REFERENCES

[1] Republic of Lithuania. Least cost power sector development programme, Final Report. Lithuanian Energy Institute with the assistance of the EU PHARE Programme. Kaunas - February 1996.

[2] Z. V. Morkūnas, A. Čiužas, V. Jonaitis, I. Šutinienė. Ignalina NPP, its environment, safety and future, prospects of the energetic, ethnic and cultural situation: expert evaluation /In Lithuanian, abstract in English/. The impact of the Ignalina nuclear power plant on nature and society, Collection of scientific papers, Institute of Botany, Vilnius 1995, p.p. 275-289.

[3] A. Mikhalevich. Why Belarus needs to develop nuclear power. Nuclear Europe Worldscan 1-2/1996, p.p. 48-49.

PROGRAMA DE GESTIÓN DE LA CALIDAD DE CNEA

Presentación del Programa de Gestión de la Calidad de CNEA por la Sra. Gerente General Ing. Marta Otero de Eppenstein

COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA

Argentina

La CNEA se caracteriza por ser una Organización líder en su Gestión de la Calidad ya que sus esfuerzos se orientan a garantizar la calidad de sus procesos, productos y servicios, a través de programas sistemáticos y organizados, teniendo como objetivo fundamental la Seguridad de sus Instalaciones, lo que le brinda la posibilidad de fomentar el incremento de la calidad de las prestaciones de la Industria Nacional, transformándose en facilitadora y divulgadora del tema en el país.

En el año 1995, la CNEA tomó la decisión de establecer una Política de Calidad e implementar un Sistema de Calidad único para toda la Institución, a efectos de gerenciar el tema con eficiencia y coherencia.

Este Sistema, que tiene por objeto la búsqueda de la excelencia en todas las actividades, sea cual fuere su carácter, reúne como características destacables la participación activa de todos los niveles de la organización, la anticipación de las necesidades de los destinatarios, la planificación y administración del cambio y el mejoramiento permanente de todos los resultados de la gestión.

Objetivos

Los objetivos del Programa de Gestión de la Calidad son:

- implementar una cultura de gerenciamiento que permita obtener la mejora continua de las prestaciones,
- mejorar los niveles de seguridad alcanzados,
- brindar la transparencia adecuada a la gestión,
- obtener la mayor tasa de retorno en el más corto plazo con inversiones acotadas,
- satisfacer las necesidades y mejorar la calidad de vida de los destinatarios internos y externos.

Política de la Calidad

La Política de Calidad de la CNEA es la de promover, alcanzar y mantener la excelencia en las actividades nucleares de investigación, desarrollo y servicios que son su responsabilidad, con el fin de lograr el éxito de los objetivos asignados por las autoridades nacionales, implementando una sistemática para el cumplimiento de las metas y objetivos, la mejora continua, la alta especialización de los recursos humanos, la satisfacción del personal, la seguridad radiológica, el compromiso con la mejora del ambiente y la calidad de vida de la población de nuestro país, para esta generación y las posteriores.

La filosofía es la de aplicar la gestión de la calidad a todas las actividades con énfasis en la prevención, impulsando la participación de todos sus integrantes para la optimización de los recursos, de forma de continuar siendo un centro científico - tecnológico de referencia que, si bien está estrechamente vinculado al área nuclear, abarca un ámbito más extenso y permite aportes importantes en otros campos de la ciencia y de la tecnología.

Compromiso

La Comisión Nacional de Energía Atómica ha asumido su compromiso con el Programa de Gestión de la Calidad y resuelto implementar el mismo en todos los niveles de la organización.

La Gerencia General y los responsables de los organismos principales de primer nivel jerárquico enfocan el proceso de Gestión de la Calidad como el desarrollo de una efectiva cultura de calidad, decidiendo para ello:

- Incorporar la calidad dentro de la planificación estratégica.
- Desplegar los objetivos de calidad en toda la organización.
- Revisar cuidadosamente los planes y avances en calidad.
- Capacitar sistemática y permanentemente al personal.
- Asegurar la asignación de los recursos necesarios para implementar el programa de mejora.
- Promover y apoyar la participación del personal.
- Promover el reconocimiento del personal por logros de calidad.
- Monitorear continuamente la calidad de los procesos y de los proveedores.
- Participar en comités de calidad o en grupos de trabajo para implementar el proceso de mejora.
- Reelaborar los valores institucionales que permitieron los logros alcanzados, incorporando los correspondientes al contexto actual.
- Desarrollar a los proveedores en los criterios de su programa de calidad.

PROGRAMA DEL SISTEMA DE GESTIÓN DE LA CALIDAD DE LA CNEA

María Marta Mazzini *, Nicolás Rona **, Lidia Tosi **, Tulio Palacios***

Unidades de Gestión de la Calidad Gerencia General *, CAE **, CAC ***
COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA
Argentina

El Programa de Gestión de la Calidad de la CNEA ha sido elaborado como instrumento metodológico necesario para orientar y monitorear la puesta en marcha del proceso de mejora continua de todas las actividades de la organización.

La estructura del Programa contiene: **"INTRODUCCIÓN", "OBJETIVOS", "POLÍTICA DE LA CALIDAD", "VALORES"** y **"COMPROMISO"** que ya fueron desarrollados en la presentación de la Sra. Gerente General. En el presente trabajo se describen los demás criterios enunciados en el mismo.

El primer criterio - **" PROCESO DE PLANEAMIENTO "** - establece que todas las actividades deben ser planificadas atendiendo a la revisión permanente de los valores, la fijación de objetivos, prioridades y metas, el despliegue de los mismos en toda la organización, la elaboración, evaluación y revisión periódica de planes de mejora a corto, mediano y largo plazo y la asignación de los recursos necesarios para cumplir con los mismos.

El segundo criterio - **" ORIENTACIÓN HACIA EL DESTINATARIO "** - establece que todas las acciones deben estar orientadas hacia los clientes. Para ello se deben definir y segmentar los mismos, conocer sus requisitos y necesidades y pronosticar la evolución de características de productos y servicios y requisitos de innovación, identificar los cambios en el mercado (búsqueda de oportunidades), atender a las expectativas futuras, teniendo en cuenta la evolución de factores tecnológicos, económicos, demográficos, etc., para satisfacer sus necesidades.

Además, en este criterio se define la necesidad de conocer las interacciones con los destinatarios, a fin de detectar las oportunidades de mejora. Capacitar al personal para atender en forma transparente, oportuna y completa al cliente interno y externo, a fin de promover la confianza en los productos y servicios.

El tercer criterio - **" RECURSOS HUMANOS "** - define el sistema de planificación y gestión del Personal, teniendo en cuenta las necesidades de educación y capacitación para el logro de los objetivos y asume la responsabilidad de la organización, de fomentar el compromiso del personal y su reconocimiento y lograr el bienestar y satisfacción de todos.

El cuarto criterio - " **ASEGURAMIENTO DE LA CALIDAD** " - establece que la CNEA adopta como norma para la elaboración de los Manuales de la Calidad de las Instalaciones (relevantes, no relevantes, radiactivas médicas e industriales, complejos mineros fabriles, reactores de investigación y conjuntos críticos y laboratorios de ensayo y calibración), la norma 50-C-Q y guías de seguridad de IAEA, complementándolas con las normas ISO serie 9000, IRAM serie 300 e ISO serie 14000 en aspectos puntuales y atendiendo la normativa regulatoria del ENREN y legal aplicable.

Con la implementación del Programa, CNEA asegura que los procesos, productos, servicios, equipos e instrumentos son diseñados, producidos (o adquiridos), instalados, operados, controlados y dispuestos, conforme a las necesidades y requerimientos establecidos.

Este criterio abarca también a las áreas concurrentes (de apoyo) estableciendo que sus procesos son diseñados, administrados y mejorados al igual que los de las áreas principales a los proveedores y subcontratistas.

El quinto criterio - " **SISTEMA DE INFORMACIÓN**" - establece la necesidad de que dicho sistema permita adoptar adecuadamente las decisiones coyunturales y futuras y redefinir las metas y objetivos de mejora de procesos, productos y servicios.

La información, adecuadamente procesada, deberá permitir disponer de indicadores que cuantifiquen los resultados de la gestión, facilitando de tal modo los diagnósticos y la planificación.

Los procesos, productos y servicios, así como sus indicadores serán objeto de comparaciones con empresas destacadas, no necesariamente del área nuclear, para permitir interpretar correctamente los resultados obtenidos y establecer nuevos hitos.

El sexto criterio - " **RESPONSABILIDAD SOCIAL** " - explicita el compromiso permanente de CNEA de desarrollar productos y servicios que contribuyan a la mejora de la calidad de vida y salud de la sociedad y diseñar sus sistemas y procesos, utilizando la tecnología necesaria para evitar o minimizar el daño al medio ambiente y preservar los ecosistemas.

Asimismo, se continuará impulsando programas y proyectos para estimular a otros miembros de la comunidad a establecer sistemas de calidad y de educación, capacitación y cooperación en áreas consecuentes con su responsabilidad social.

El séptimo criterio - " **RESULTADOS** " - establece que se evaluarán los resultados y tendencias de los indicadores clave de las actividades emergentes de la implementación de este Programa de Gestión de la Calidad.

Implementación

La implementación del Programa de CNEA, se realizará en ciclos de mejora permanente en etapas de planificación, ejecución, verificación, comparación de resultados y corrección de los desvíos de todas las actividades que surgen del Programa.

Agradecimientos

A los restantes miembros del Grupo Experimental de Mejora Nº 5 CAE Adriana Casa, Guillermo Ferenaz, Roberto Grüner, Oscar Guzmán, Ezio Iurman, Jorge Quintana, Adrián Torres, que elaboraron la propuesta inicial que impulsó la generación del Programa para toda la CNEA.

A todo el personal de la Red de Calidad de CNEA que brinda el soporte para el desarrollo e implementación del Programa de Gestión de la Calidad.

Mejora continua de la Seguridad en Centrales Nucleares

Rodolfo E. Touzet

ENREN (Autoridad Regulatoria Nuclear)
Buenos Aires, Argentina

SUMARIO:

Existe un consenso general de que *para lograr una mejora continua en la seguridad de las Centrales Nucleares es necesario hacer un aprovechamiento efectivo de la experiencia lograda durante la operación.* Esto implica hacer un análisis de todos los incidentes y hechos relevantes que ocurran, aun en el caso en que los mismos no hallan tenido consecuencias radiológicas serias para la instalación y tomar luego todas las medidas necesarias para eliminar sus causas.

Es importante destacar que, del análisis causal de los accidentes más graves que han ocurrido en Centrales Nucleares y que motivaron la gran preocupación del público, surge que los mismos ocurrieron por *la aparición simultánea de una serie de fallas, muchas de las cuales ya habían ocurrido con anterioridad en la misma instalación o en otras similares* pero debido a distintas circunstancias fortuitas no habían tenido ninguna consecuencia importante para la seguridad.

Debido a estas razones, para aumentar la seguridad de las instalaciones nucleares se debe contar con un Sistema que permita un adecuado Aprovechamiento de la Experiencia Operativa, utilizando los eventos relevantes como un elemento indicador efectivo para evidenciar las fallas y debilidades que eventualmente pudieran existir en los sistemas que son importantes para la seguridad.

Sistema de aprovechamiento de la Experiencia Operativa :

Las Licencias de Operación de las Centrales de Atucha y Embalse contienen diversas exigencias para la comunicación de los incidentes y situaciones anormales que se producen durante la operación.

En el año 1981 la Autoridad Regulatoria emitió la Norma AR-3.9.2 que regula con mayor detalle las comunicaciones e informes que deben realizar las instalaciones cuando ocurren eventos relevantes o aparecen condiciones que afectan la seguridad.

Desde su inicio en el año 1983 el ENREN participa activamente en el Sistema Internacional de Comunicación de Eventos Relevantes (IRS) que coordina el Organismo Internacional de Energía Atómica. Además integra el Sistema de Comunicación Rápida de Incidentes de acuerdo a la Escala Internacional de Severidad (INES).

Con el mismo objetivo, aprovechar la experiencia operativa, a partir del año 1994 el ENREN se integra al grupo de cooperación entre Autoridades Regulatorias que poseen Centrales Nucleares del tipo CANDU.

Paralelamente las Centrales Nucleares en operación integran los Sistemas de Información de Incidentes que han establecido los Organismos que agrupan a los Operadores, (WANO y COG)

Paralelamente las Centrales Nucleares en operación integran los Sistemas de Información de Incidentes que han establecido los Organismos que agrupan a los Operadores, (WANO y COG)

En el proceso de aprovechamiento de la experiencia operativa deben intervenir las organizaciones de operación, la Autoridad Regulatoria, en ciertos casos los diseñadores o proveedores de componentes y también los organismos internacionales que se ocupan de difundir la información. Esta situación requiere que todos los organismos intervinientes generen sus procedimientos de trabajo, que deberán ser coherentes y compatibles entre si.

El conjunto de procedimientos debe permitir lograr lo siguiente:

a) Definir el mecanismo de recepción y preparación de informes de eventos significativos (formato de los informes).
b) Definir el método de transmisión, gestión y archivo de la información en una base de datos apropiada a fin de asegurar su traceabilidad.
c) Definir el método para el análisis y selección de eventos que pueden dar lugar a eventuales acciones correctivas.
e) Designar los organismos y personas responsables de hacer los análisis y tomar decisiones.
f) Definir los mecanismos de consulta e interfaces entre diseñadores, fabricantes, operadores y reguladores para llegar a las medidas prácticas que serán requeridas o recomendadas, teniendo en cuenta los costos, los riesgos y la factibilidad de las acciones correctivas.
g) Definir la forma de seguimiento de las acciones correctivas tomadas.
h) Definir el mecanismo de transmisión de la información para diseminar la experiencia operativa.

Principios Básicos del Sistema:

1. **Lo más importante es dedicar profesionales altamente calificados y de experiencia para las tareas de análisis de los eventos, la determinación de las causas de raíz, y el diseño de las acciones correctivas correspondientes. La calidad del Feedback está directamente relacionado con la calidad de los especialistas intervinientes.**

2. **La participación y el protagonismo de la Autoridad Regulatoria en el Sistema es sumamente importante por dos razones:**

   - **Los incidentes son indicadores muy valiosos de la seguridad en las instalaciones controladas y pueden determinar cambios en los requerimientos y normas establecidas por la Autoridad Regulatoria.**

   - **El juicio ecuánime sobre las condiciones y circunstancias en que se producen los incidentes y fallas es un elemento básico para determinar las causas y generalmente esto implica una autocrítica del propio personal de operación que se halla involucrado lo cual no siempre es fácil de lograr. Por esta circunstancia es muy necesario asegurar una revisión independiente de las tareas de análisis y evaluación.**

Sistema de informes: (Report System)

Se deben informar los eventos que se encuentran en alguna de las siguientes categorías:

1. **Una disminución significativa del nivel de la seguridad de los sistemas relacionados con: el control de la reactividad, el control de la presión, caudal o la temperatura del circuito primario; los parámetros del sistema del moderador; los parámetros del sistema secundario;**
2. **Detección de deficiencias del diseño, la construcción, la operación, o del Programa de Garantía de Calidad de la instalación;**
3. **Situación de riesgo no determinada no analizada o no prevista en el Informe de Seguridad;**
4. **Una indisponibilidad verificada de sistemas de protección, de la instrumentación relacionada con la seguridad o de los suministros esenciales;**
5. **Una degradación significativa de una de las barreras principales de seguridad (vainas de elementos combustibles, circuito primario de presión y sistema de confinamiento);**
6. **Una superación de los Límites o Condiciones de Operación de la Instalación;**
7. **Una exposición ocupacional o una descarga de efluentes radiactivos al ambiente, en exceso de los límites autorizados correspondientes.**
8. **Eventos internos o externos, de origen natural o resultantes de la acción humana, que concebiblemente puedan afectar directa o indirectamente la seguridad de la instalación.**
9. **Salidas de servicio no programadas.**

Comité de Revisión de la Experiencia Operativa :

La información recibida es analizada por distintos grupos técnicos y por un Comité de Revisión de la Experiencia Operativa, integrado por especialistas, y en base a las conclusiones a que se arribe, el ENREN determina las acciones regulatorias que deberán tomarse.

Sus funciones son realizar un seguimiento de la experiencia operativa recomendando acciones correctivas en base a la siguiente información :

- **Informes de Eventos Relevantes.**
- **Actas del Comité de Revisión Técnica de la Entidad Responsable.**
- **Actas del Comité Interno de Seguridad de Centrales en Operación.**
- **Indicadores de Performance.**
- **Base de Datos del sistema IRS del IAEA.**
- **Base de Datos del sistema INES.**
- **Informes del "Programa de cooperación entre Reguladores de reactores CANDU".**
- **Resultados del Programa de Confiabilidad en Operación.**
- **Resultados del Programa de Inspección en Servicio.**
- **Resultados del Programa de Pruebas Repetitivas.**
- **Resultados del Programa de Mantenimiento Preventivo.**
- **Resultados del Programa Monitoraje del envejecimiento de materiales.**
- **Informes de Inspecciones.**

El Comité de Revisión de la Experiencia Operativa está integrado por especialistas en las áreas de Seguridad Nuclear, Análisis Probabilístico de Seguridad, Garantía de Calidad, Operación y Mantenimiento de Reactores, Factores Humanos y Protección Radiológica.

Plazos de notificación y formato de los informes:

1. **Comunicación inmediata (por FAX o eMAIL) ⇒ (formulario N° 1)**
2. **Comunicación en 24 horas (> nivel 1 de la escala INES) ⇒ (formulario N° 2)**
3. **Informe detallado (con determinación de las causas) ⇒ (formulario N° 3)**

El Sistema de Aprovechamiento de la Experiencia Operativa se desarrolla en ocho etapas:

1. **Detección, caracterización y comunicación de los incidentes.**
2. **Clasificación e ingreso de la información en una base de datos.**
3. **Selección de los eventos a los que se va a realizar un análisis detallado de las causas que lo produjeron.**
4. **Determinación de las Causas Directas y las Causas de Raíz.**
5. **Determinación de las Acciones Correctivas necesarias.**
6. **Revisión de los resultados y dictado de medidas regulatorias.**
7. **Implementación y seguimiento de las acciones tomadas.**
8. **Comunicación de la experiencia obtenida a otros países.**

El cierre del ciclo de aprovechamiento de la experiencia Operativa:

El seguimiento de las acciones correctivas para determinar la efectividad de su aplicación y la bondad de los resultados obtenidos es de fundamental importancia para cerrar el Ciclo de Aprovechamiento de la Experiencia Operativa.

Las instalaciones tomarán las acciones necesarias para que las acciones correctivas sean puestas en práctica. Los programas de Garantía de Calidad de las instalaciones contarán con procedimientos de evaluación de la implementación de las medidas y la eficiencia de sus resultados.

Toda la información referida a los eventos ocurridos, así como las medidas tomadas por la Autoridad Regulatoria, son comunicadas periódicamente a los organismos internacionales que se ocupan a su vez, de difundirla a la comunidad internacional.

Formulario N° 1

COMUNICACIÓN INMEDIATA DE EVENTOS RELEVANTES

N°	Instalación	Ocurrencia del evento	DÍA MES AÑO HORA
Potencia antes del evento (Mwt)		Informado Inspector Residente SI NO	

TIPO DE EVENTOS
SALIDA DE SERVICIO NO PROGRAMADA
EVENTO EN EVOLUCIÓN CUYO CONTROL NO FUE AUN LOGRADO
EVENTO QUE AFECTA A LAS BARRERAS DE SEGURIDAD
DEGRADACIÓN DE UNA FUNCIÓN DE SEGURIDAD
FENÓMENO NATURAL O EXTERIOR QUE AMENAZA LA SEGURIDAD
LIBERACIÓN DE MATERIAL RADIACTIVO
IRRADIACIÓN O CONTAMINACIÓN DE PERSONAL
AMENAZA DE SABOTAJE
ROBO DE MATERIAL RADIACTIVO
TODO OTRO EVENTO CONSIDERADO RELEVANTE

DESCRIPCIÓN SINTÉTICA DE LA SITUACIÓN Y MEDIDAS ADOPTADAS

Formulario N° 2

COMUNICACIÓN EN 24 horas. DE EVENTOS RELEVANTES

N°	Instalación	Rev.	Ocurrencia del evento DÍA MES AÑO HORA
Potencia antes del evento (Mwt)			Potencia en el momento de la comunicación (Mwt)

TIPO DE EVENTOS

DISPARO DE UN SISTEMA DE SEGURIDAD
EVENTO QUE AFECTA LAS BARRERAS DE SEGURIDAD
DEGRADACIÓN DE UNA FUNCIÓN DE SEGURIDAD
FENÓMENO NATURAL O EXTERIOR QUE AMENACE LA SEGURIDAD
AMENAZA DE SABOTAJE
DESAPARICIÓN DE MATERIAL RADIACTIVO
PERDIDA SIGNIFICATIVA DE COMUNICACIÓN CON EL EXTERIOR
PARADA O REDUCCIÓN DE POTENCIA
LIBERACIÓN DE MATERIAL RADIACTIVO FUERA DE LA CENTRAL
LIBERACIÓN DE MATERIAL RADIACTIVO DENTRO DE LA CENTRAL
IRRADIACIÓN O CONTAMINACIÓN DE PERSONAL
DAÑO FÍSICO EN EL PERSONAL
TODO OTRO EVENTO CONSIDERADO RELEVANTE
SISTEMAS AFECTADOS:
COMPONENTES FALLADOS:

DESCRIPCIÓN DEL EVENTO/SITUACIÓN

CAUSAS Y FACTORES DESENCADENANTES

LIBERACIONES DE MATERIAL RADIACTIVO OCURRIDAS:

MEDIDAS ADOPTADAS

ORGANIZACIONES O PERSONAS INFORMADAS

ESTATALES:	LOCALES:
OTRAS:	
SE DA POR CONTROLADO EL EVENTO SI NO	

Formulario N° 3

FORMATO PARA LA COMUNICACIÓN DETALLADA DE EVENTOS RELEVANTES AL ENREN

1. Categorías de los sucesos que requieren informe:

2. Situación de la central antes del suceso:

3. Sistemas fallados/afectados:

4. Componentes fallados/ afectados:

5.1 Causas observadas:

5.2 Causas fundamentales:

6. Consecuencias para la explotación:

7. Características del suceso:

8. Tipo de falla:

2. RELATO DESCRIPTIVO.
3. EVALUACIÓN DE LA SEGURIDAD.
4. CAUSAS FUNDAMENTALES Y MEDIDAS CORRECTIVAS.
4.1. CAUSAS FUNDAMENTALES.
4.2. MEDIDAS CORRECTIVAS.
5. ENSEÑANZAS OBTENIDAS.

AR9700031

IRRADIACION DE UN ELEMENTO COMBUSTIBLE PROTOTIPO DE SILICIURO DE URANIO EN EL REACTOR RA-3

Rubén CALABRESE, Guillermo ESTRYK, Carla NOTARI
Sector Estudios de Reactores y Centrales
Unidad de Actividades "Reactores y Centrales Nucleares"
Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) - Argentina

1.- INTRODUCCIÓN

El Reactor RA-3 del Centro Atómico Ezeiza, comenzó su operación en 1967 con uranio altamente enriquecido (90%U_{235}/Utot). El reactor es de tipo pileta con combustible MTR .

En 1990 el combustible fue reemplazado con uranio de bajo enriquecimiento (20 % U_{235}/Utot) dentro del programa nacional RERTR. El elemento combustible estándar consiste de 19 placas y 4 elementos especiales de 14 placas combustibles y tenedores con una aleación de Ag-In-Cd son usados para control de reactividad y de seguridad.

El núcleo de equilibrio consistía de 25 elementos combustibles pero en 1995 la configuración fue cambiada a 27 elementos, modificando las posiciones de irradiación (fig. 1).

La tendencia internacional hacia el uso de combustible de mayor densidad junto con la muy positiva experiencia en la irradiación de miniplacas en el reactor de Oak Ridge [1] llevó a la Comision Nacional de Energía Atómica (CNEA) a la fabricación e irradiación de un prototipo de U3Si2.

La irradiación fue iniciada en abril de este año en una posición periférica del núcleo.

Este trabajo presenta los cálculos efectuados para demostrar que los parámetros físicos relacionados con la seguridad nuclear en esta nueva situación están dentro de los límites establecidos por la licencia del RA-3.

Se realizaron mediciones de perfiles de flujo en el prototipo y en algunos otras posiciones del núcleo. Los resultados fueron comparados con los valores calculados.

2.- ELEMENTO COMBUSTIBLE PROTOTIPO

La Tabla I compara las características principales del elemento combustible estándar y del prototipo. El meat del nuevo combustible es una aleación de Si_2U_3 en una matriz de Al y el

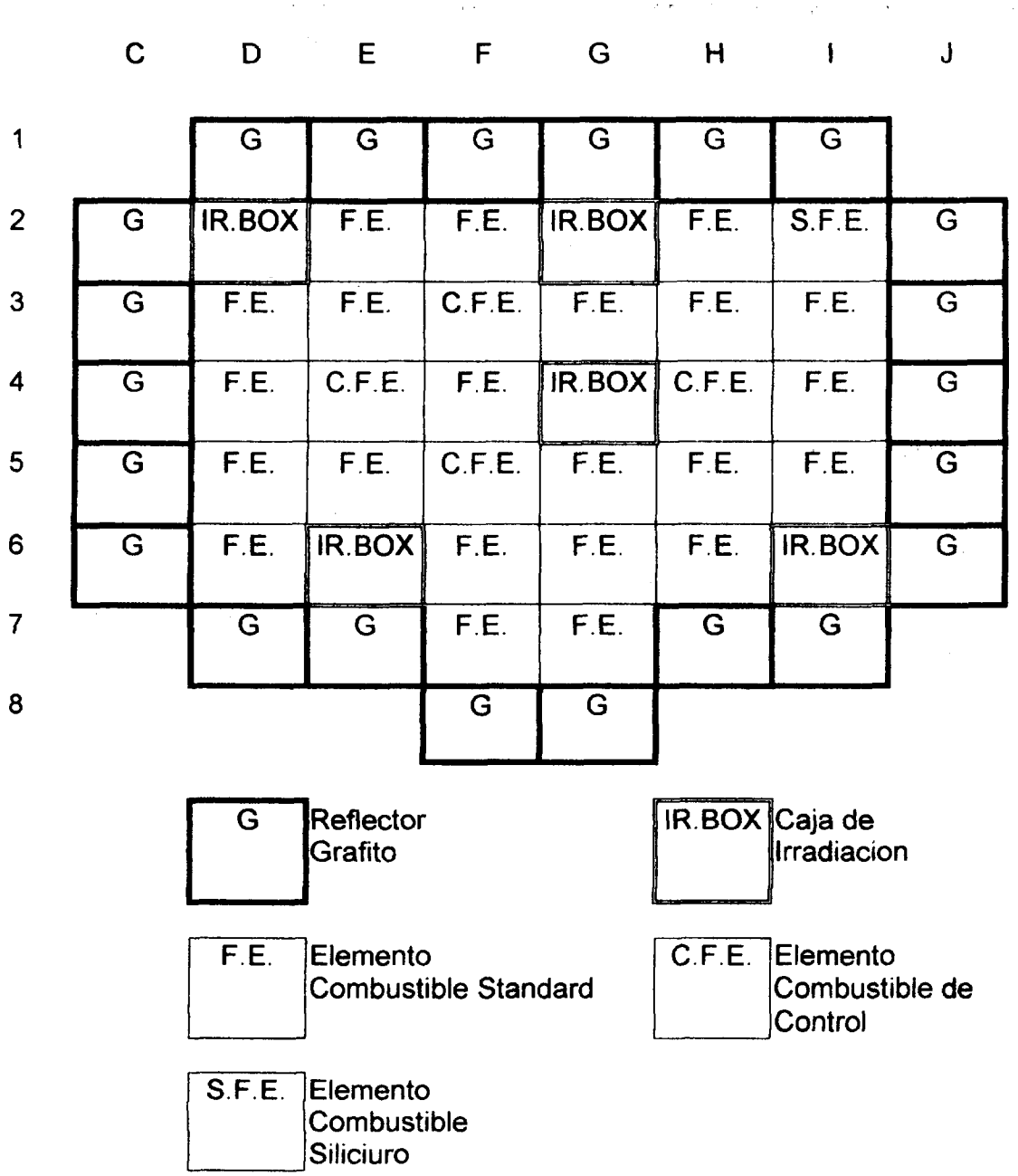


Fig. 1. Núcleo del Reactor RA-3

contenido de material fisil se ha incrementado. El número de placas por elemento combustible (19) y el enriquecimiento de U_{235}/Utot (20 %) no ha sufrido alteración.

	Combustible Estándar	Combustible Siliciuro
Espesor de meat (cm)	0.07	0.054
Ancho de meat (cm)	6.00	5.95
Longitud del meat (cm)	61.50	60.00
Espesor de la vaina (cm)	0.04	0.038
Distancia entre placas combustibles (cm)	2.70	2.91
Masa de U235 por placa (gr)	15.30	17.90
Densidad del U en el meat (gr/cm3)	2.96	4.64

Tabla 1. Principales Parámetros de los Elementos Combustibles con U_3O_8 y Si_2U_3 .

Se realizaron cálculos neutrónicos para analizar el cambio de las potencias lineales y el factor de forma cuando el prototipo se introduce en el núcleo del RA-3.

Los cálculos de celda fueron efectuados con WIMS [2] y el Código PUMA [3] fue utilizado para las evaluaciones de reactor. Las nuevas placas presentan varias diferencias con respecto a las anteriores, siendo la más importante un incremento en el contenido de uranio fisil. Una distribución representativa del quemado del núcleo (sin siliciuro) fue seleccionada como núcleo de referencia. La inserción de las barras de regulación fue de 0% para F3, H4 y F5 y 50% para E3 (fig. 1). El nivel de potencia usado fue de 5 Mw.

Se ensayó la introducción del prototipo en diferentes posiciones y en todos los casos la máxima potencia lineal en el núcleo fue menor al valor correspondiente al del núcleo de referencia excepto cuando el siliciuro se posicionaba en F4, lugar donde usualmente se encuentra el máximo de potencia lineal. En este caso el factor de forma global pasa del valor 3.0 (caso de referencia) a 3.4. Análisis termohidráulicos muestran que las condiciones de refrigeración son buenas hasta un valor de 3.5 .

Se verificó que el prototipo no afectaba mayormente la potencia de los elementos vecinos y que los incrementos de reactividad se encontraban dentro de los valores permitidos.

La distribución de quemado de referencia fue cambiada sin afectar los resultados detallados más arriba.

3.- MEDICIONES

Se obtuvieron los flujos neutrónicos térmicos dentro del elemento combustible siliciuro usando la metodología de activación de hojuelas y el formalismo de Westcott.

El material de las hojuelas usadas fue una aleación de Mn (81.3%) - Cu (18.7%). Cajas de Cd de espesor 0.5 cm fueron usadas para discriminar los espectros térmico y epitérmico.

Las actividades fueron determinadas usando un sistema de medición cuyo detector es un cristal centellador de INa de 2" x 2" y a los efectos de la medición, se usó el rayo gamma de 847 keV del Mn^{56}.

La experiencia se llevó a cabo de la siguiente forma:

Hojuelas de Mn-Cu fueron ubicadas sobre espadas de aluminio, las cuales se posicionaron en los canales entre las placas de determinados elementos combustibles. Se efectuaron dos series de irradiaciones una con hojuelas desnudas y otra con hojuelas dentro de las cajitas de cadmio. A efectos de normalizar las dos irradiaciones, dado que se realizaron a distintas potencias, se utilizó la activación de una hojuela de referencia en la caja de irradiación en la posición I6.

El elemento combustible prototipo fue introducido por primera vez en el núcleo del reactor en la posicion I2. Dentro del mismo se ubicó una espada de aluminio en el canal limitado por las placas 17 y 18 (I2(17,18)), portando la misma siete hojuelas en dirección vertical separadas 9.5 cm. El conjunto de hojuelas se completa con 4 adicionales dispuestas horizontalmente y separadas 1 cm a la altura correspondiente a la mitad del meat.

Otra espada con una sola hojuela centrada a mitad del meat fue irradiada en F4(6,7).

Las actividades de hojuelas desnudas y bajo cadmio (Ab and Acd, respectivamente) proveyeron los datos para calcular la activación térmica de neutrones con energías menores a 0.1 eV (Ath), según la siguiente ecuación:

$$Ath = Ab - Fcd.Acd$$

El factor Fcd toma en cuenta que el cadmio es un filtro efectivo para neutrones con energías inferiores a 0.5 eV, de modo que remueve no sólo neutrones térmicos sino epitérmicos hasta aproximadamente 0.5 eV. En nuestro caso utilizamos para Fcd el valor 2.04 [4], [5].

Las tablas 2 and 3 muestran los valores de Ab and Acd medidos, los de Ath y el llamado índice espectral λ. Aquí $\lambda = \phi_{epi} / \phi_{th}$. [5].

4.- COMPARACIÓN CÁLCULO EXPERIENCIA

Hemos comparado los flujos térmicos medidos y calculados en I2(17,18) . Se han obtenido los flujos térmico en las posiciones de irradiación, utilizando el flujo térmico absoluto medido en I6. La fig. 2 muestra los perfiles comparados para la distribución vertical y la fig. 3 para la horizontal. Un acuerdo razonable puede observarse entre cálculo y experiencia.

Para F4 (6,7) el flujo térmico calculado fue 2.39 E+13 n /cm^2 seg y el valor medido 2.13 E+13 n / cm^2 seg

Posición hojuela	Ab	Acd	Ath	λ
1	0.227	0.025	0.176	0.17
2	0.319	0.041	0.236	0.21
3	0.405	0.050	0.303	0.20
4	0.401	0.052	0.295	0.21
5	0.389	0.050	0.287	0.21
6	0.313	0.039	0.233	0.21
7	0.212	0.021	0.170	0.15

Tabla 2. Valores de activación para hojuelas verticales I2(17,18)

Posición hojuela	Ab	Acd	Ath	λ
1	0.480	0.061	0.355	0.21
2	0.437	0.057	0.321	0.21
3	0.401	0.052	0.295	0.21
4	0.413	0.050	0.310	0.20
5	0.421	0.046	0.327	0.17

Tabla 3. Valores de activación para hojuelas horizontales I2(17,18)

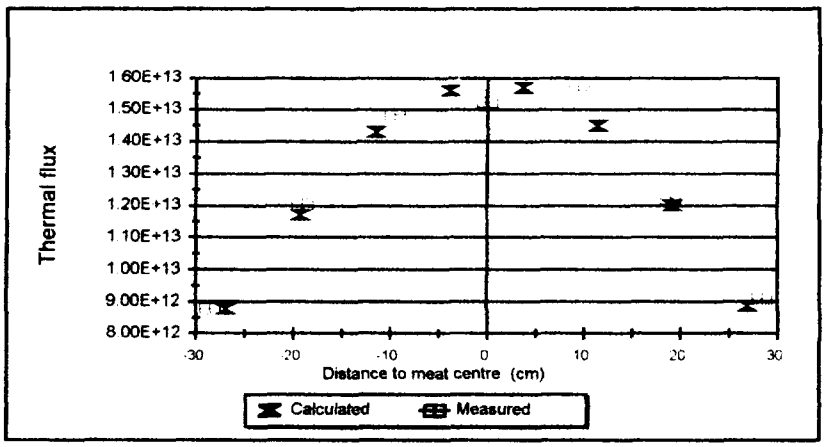


Fig. 2. Flujos térmicos. Distribución vertical en I2(17,18)

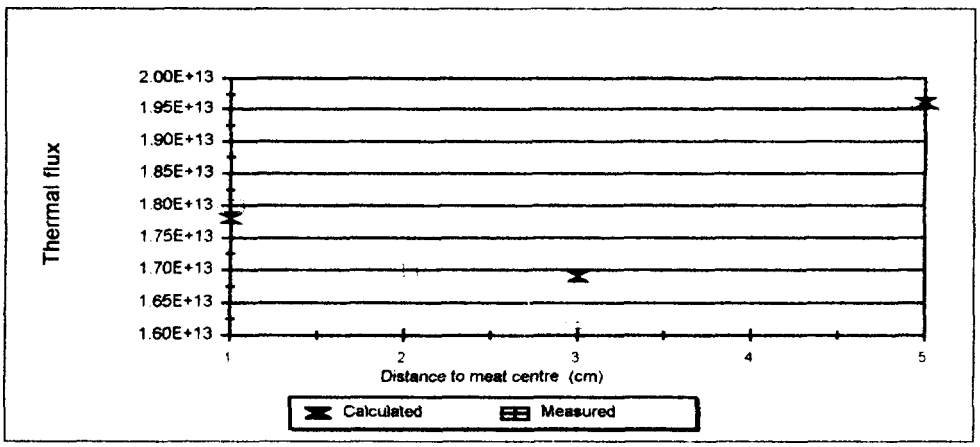


Fig. 3. Flujos térmicos. Distribución horizontal en I2(17,18)

5.- CONCLUSIONES

El prototipo MTR de siliciuro de uranio construido en la República Argentina comenzó su período de prueba en el RA-3 en abril de este año. Se ha planificado un seguimiento detallado del prototipo y la primera serie de cálculos y mediciones muestra un buen acuerdo confirmando la bondad de las técnicas empleadas.

Se prevé la realización de un mapa de flujo más completo del prototipo, junto con chequeos periódicos de las condiciones de irradiación. En el futuro cercano y luego de alcanzar un quemado adecuado, el prototipo será ubicado en posiciones de más alta potencia, compatible con el programa de producción del reactor RA-3

REFERENCIAS

[1] D.R. Giorsetti, J.O. Gómez, A. Marajofsky, C. Kohut. "LEU fuel elements manufacturing in Argentina". International Simposium of the use and development of low and medium flux research reactors". Petten, Netherlands, October 1985

[2] M. J. Halsall. " A summary of WimsD4 input options". AAEW - M 1327, 1980.

[3] C. R. Grant. "PUMA, sistema para la simulación del funcionamiento de reactores nucleares. Fundamentos teóricos y su utilización". CNEA-Re 163,1980.

[4] K.H. Beckurts, K. Wirtz . "Neutron Physics" . Springer-Verlag, Berlin,1964.

[5] G. Ricabarra, D.B. de Ricabarra, R.F. de Turjanski. " Medicion de integrales de resonancia de activación". C.N.E.A. 1967

PRODUCCIÓN DE LAS PASTILLAS DE UO2 ENRIQUECIDO PARA LAS PRIMERAS 1000 BARRAS DE LA FACILIDAD CRÍTICA RA-8

G. THERN[*], O. BEUTER[*], J. ALTAMIRANO[*], L. PEREZ[*], H. TABOADA[*], A. ARNALDO[*], A. MARAJOSEY[*]

1.- INTRODUCCIÓN

En trabajos anteriores se describió la ingeniería para la instalación de la planta de producción [1], asi como la puesta a punto del horno de producción y primeras ensayos de prensado y sinterización [2].

Este trabajo describe la puesta a punto del proceso de prensado, con la prensa recientemente recibida; el programa de calificación que incluye tambien el proceso de sinterización y la producción de pastillas para las primeras 1000 barras combustibles.

2.- POLVO MEZCLA UO2, (1.8% 235-U)

El polvo de UO2 utilizado como materia prima está consituido por una mezcla de polvos de UO2, al (3.4% 235-U) y U natural.

El desarrollo del proceso de mezcla y su calificación ya fué descripto, [2]

3.- CONTROL DE ENRIQUECIMIENTO

La alimentación de la prensa incluye un sistema de transporte neumático a una tolva elevada ubicada sobre la misma. Desde la tolva el polvo ingresa por medio de un sistema vibratorio.

Desde el comienzo se consideró la posibilidad de que en este proceso hubiese segregación, ya que los polvos usados eran de diferentes granulometrías.

Por esta razón durante los ensayos previos a la calificación del proceso de prensado y sinterizado se seleccionaron pastillas para su análisis isotopico por espectrometria de masas. Los analisis isotópicos confirmaron las sospechas.

Para controles durante la producción se prefirió sin embargo el método de espectrometria gamma, basado en la medición del pico gamma de 185.7 keV del 235-U, con geometria cuasi-infinita [3].

---

* Div. Elaboración - U.A. Combustibles Nucleares - CAC - CNEA

Al inicio de la producción se detectó nuevamente segregación mediante las mediciones gamma, confirmada luego por masas. En razon de esto se decidió la alimentación manual de la prensa.

Cada lote de mezcla de aproximadamente 80 kg fue tranferido en frascos de aproximadamente 7 kg a la caja de guantes de la prensa. En estos frascos se determinó el enriquecimiento por espectrometría gamma.

La mediciones mostraron que con este procedimiento no se producía segregación. Se mantuvo sin embargo un control de todos los lotes de mezcla.

4.- PUESTA EN OPERACION: PRENSA KOMAGE K-30

Hacia finales del año 1995 fue incorporada a la producción una prensa de origen alemán con 300 kN de fuerza.

Esta prensa mecánica de acople hidraulico cuenta con un sistema de control digital CNC, y control programado de los movimientos de la matriz, de la caja de alimentación y de la posición de los punzones superiores.

Su instalación demandó la construcción de una caja de guantes con depresión y conección al sistema de filtrado absoluto para operar de acuerdo a las normas de seguridad radiológica. Esta instalación fue licenciada por el ENREN

La experiencia obtenida con la prensa K-15 ya descripta [2] constituyó una base de trabajo. Sin embargo el cambio a esta máquina demando nuevas experiencias para determinar condiciones de operación optimas, de manera de satisfacer las especificaciones de las pastillas.

Los punzones que inicialmente fueron diseñados de acuerdo a lo usual para la antigua prensa K-15 fueron modificados y optimizados. Los cambios fueron tanto en los superiores como en los inferiores lograndose mayor robustez.

El sistema de lubricación tuvo un desarrollo gradual. Las dificultades se resolvieron sobre la marcha y finalmente se desarrolló un sistema sencillo que satisface las exigencias de calidad. Es de notar que la lubricación es de gran influencia para mejorar la densidad verde y lograr integridad en las pastillas.

5.- PROCESO DE COMPACTADO

El desarrollo del programa de prensado estuvo orientado a optimizar la eficiencia de la compactación, es decir maximizar la densidad en verde en relación a la fuerza de compactación. Se tuvieron en cuenta movimientos de la matriz para mejorar la lubricación y se mantuvo fijo el diámetro de la matriz.

Se comprobó que, si en el tramo final de la compactación, esto es cuando el compacto casi alcanzó su densidad final, la matriz acompaña el movimiento del punzon, se obtienen altas relaciones de (Densidad lineal)/(Fuerza de compactado).
(Fig N° 1)

Para llegar a las condiciones de fabricación se produjeron varias series de pastillas a distinta presión que fueron sinterizadas con un programa de temperatura adoptado a partir de las experiencias anteriores. Los resultados se observan en la
Fig N° 2.

En la Fig. N° 3 se observa la relación entre los diámetros máximos de las pastillas sinterizadas y la densidad en verde.

A partir de estos resultados se establecieron límites operativos para la densidad lineal y altura en verde e intervalos admisibles inferidos estadisticamente. (Fig N° 4)

6.- CONTROLES

La verificación de calidad implicó el desarrollo de controles químicos, nucleares y de las características físicas de las pastillas, como se detalla en la Fig. N° 5.

Se implementó un sistema de documentación para control de calidad que estuvo orientado al seguimiento del material combustible por las distintas etapas de la fabricación.

Este sistema permite conocer el valor de todos los parametros de la fabricación y el lote de material de todas las pastillas.

7.- CALIFICACIÓN DEL PROCESO DE PRENSADO Y COMPACTADO

La calificación tuvo por objeto demostrar que los métodos de prensado y sinterizado , además del equipamiento, insumos, personal encargado de la fabricación y controles de calidad eran tecnicamente apropiados, confiables y con la suficiente reproducibilidad.

El planeamiento y ejecución del programa fue responsabilidad de un comité de calidad compuesto por representantes de las secciones de Ingeniería de la división diseño, de fabricación y de control de calidad. Este tuvo a cargo la evaluación de resultados y aprobó la liberación de los procesos.

En la Fig N° 6 donde se han diagramado todas las etapas de prensado y sinterizado cumplidas se aprecian las fechas en que se realizó este trabajo. Se realizó sobre la mezcla N° 13 con aproximadamente 4000 pastillas.

8.- PRODUCCIÓN

La etapa de producción se cumplió en aproximadamente 2 meses (Fig N° 6) con resultados ampliamente satisfactorios, lapso en el cual se produjeron aproximadamente 90.000 pastillas.

El peso de UO2 de las barras combustibles se mantuvo dentro de las tolerancias especificadas de 367.6 +/- 4.7 g para una longitud de columna activa de 800 +/- 5 mm. En rigor los valores observados mostraron una dispersion menor que la tolerada pero centrada en el intervalo superior, $367.6 \leq D < 367.6 + 4.7$.

Las pastillas no presentaban defectos visibles, ni cacladuras salvo en pequeñísima proporcion y sus diámetros estaban en el intervalo especificado de 7.50 +/- 0.15 mm. No hubo descarte por diámetro excedido, hecho para destacar dado que no hubo rectificación, paso que fue suprimido por haberse ampliado las tolerancias, obteniendose valores entre 7.35 y 7.50 mm.

9.- CONCLUSIONES

Se cumplió satisfactoriamente con la primera entrega de 1000 barras combustibles para el reactor RA-8.

En esta primera etapa se apreció que la implementación del proyecto en sus aspectos de ingeniería, equipamiento, desarrollo de los procesos, calidad y preparación del personal fue correcta.

Como sucede a menudo han aparecido dificultades, ej. diseño de la alimentación de la prensa, que fueron subsanadas provisoriamente durante la marcha y en las cuales se trabaja para darle solución definitiva.

10.- BIBLIOGRAFIA

1. Producción de Barras Combustibles para la Facilidad Crítica RA-8, L. PEREL, J. ALTAMIRANO, A. MARAJOFSKY, XXXII Reunión de la AATN, Mar del Plata, 1994

2. Producción de Pastillas Sinterizadas para la Facilidad critica RA-8, G. THERN, L. PEREL, J. ALTAMIRANO, A. MARAJOFSKY, XXXIII Reunión de la AATN, Córdoba, 1995

3. Accurate Determination of the 235-U Isotope Abundance by Gamma Spectrometry, P. MATUSSEK, KFK Karlsruhe, Mai 1985 Report KFK 3752

VISUALIZACION PROGRAMA K-30
ULTIMA FASE DE PRENSADO

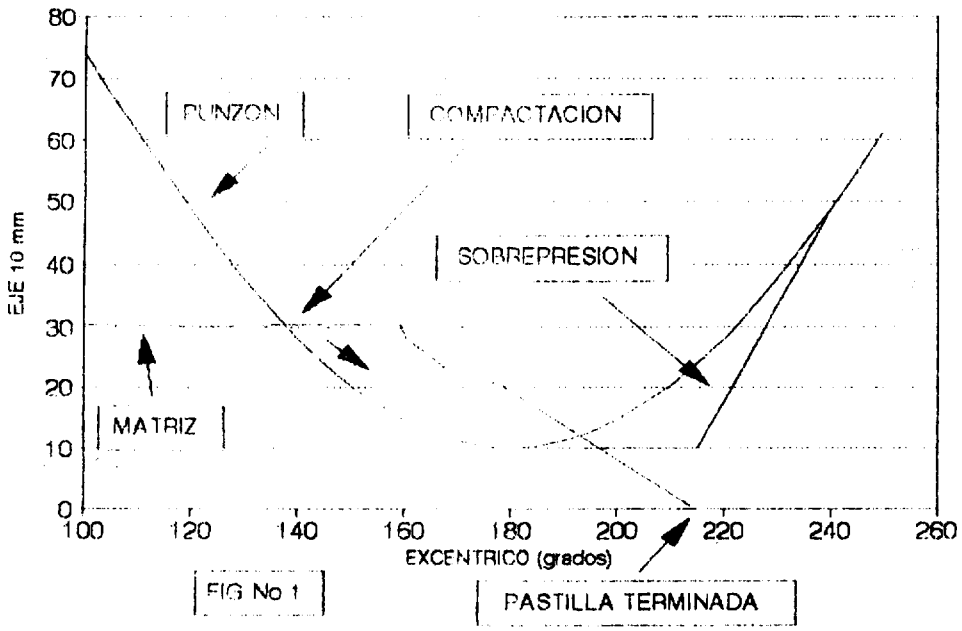


FIG No 1

DENSIDADES LINEALES (SINTERIZADAS)
EN FUNCION DE LA FUERZA DE COMPACTADO

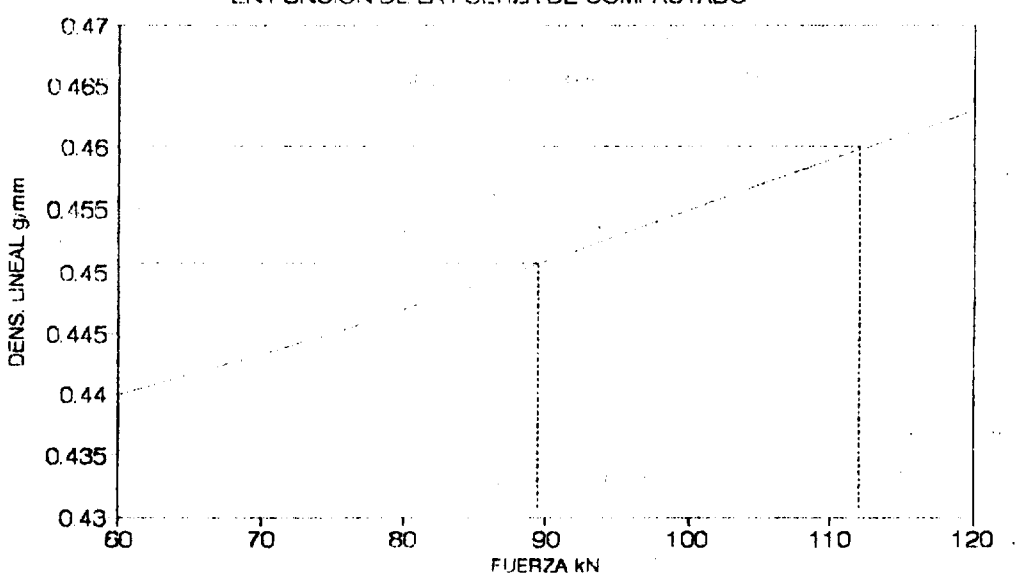
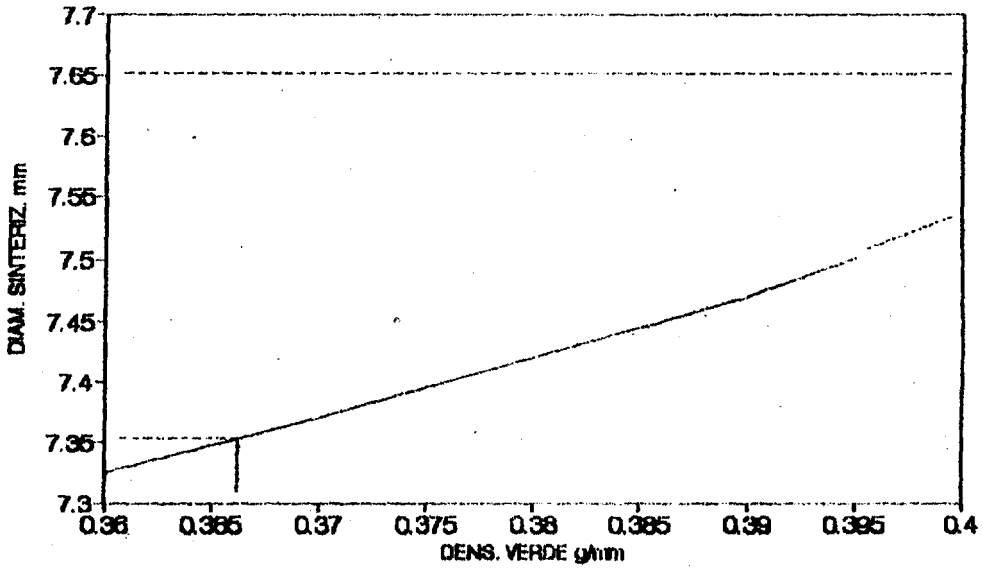


FIG. No 2

DIAMETROS PASTILLAS SINTERIZADAS
EN FUNCION DE LA DENSIDAD EN VERDE



DIAMETRO MATRIZ : 8.68 mm | FIG No 3

DENSIDAD LINEAL SINTERIZADA VS.
DENSIDAD LINEAL VERDE

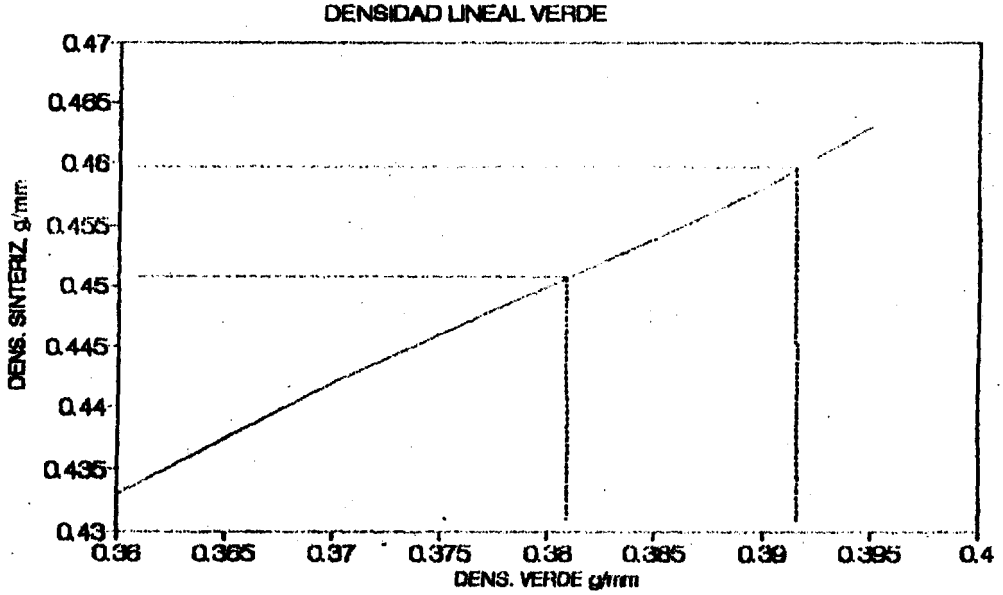


FIG No 4

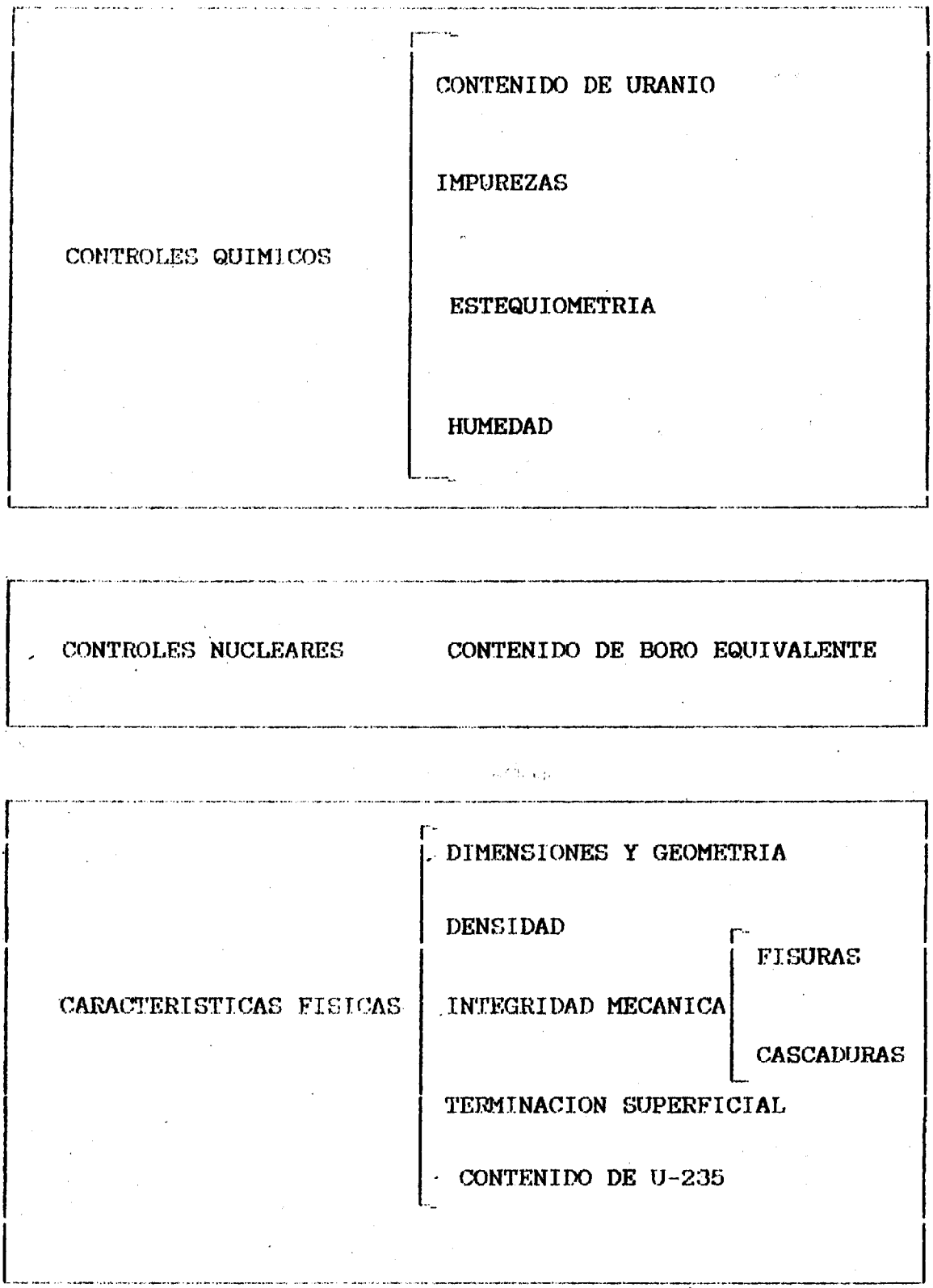

CONTROLES QUIMICOS
CONTENIDO DE URANIO
IMPUREZAS
ESTEQUIOMETRIA
HUMEDAD
CONTROLES NUCLEARES
CONTENIDO DE BORO EQUIVALENTE
CARACTERISTICAS FISICAS
DIMENSIONES Y GEOMETRIA
DENSIDAD
INTEGRIDAD MECANICA
FISURAS
CASCADURAS
TERMINACION SUPERFICIAL
CONTENIDO DE U-235

Fig N° 5

Experiencias preliminares
Prensado 20/03/96 al 29/03/96 caja N° T1 a caja N° T4 - UO2 natural mezcla N° 12 Sinterizado 08/04/96 al 12/04/96 Objetivos: - optimizacion programa de la prensa - presiones de compactado bajas - confirmacion diametro de matriz
Prensado 09/04/96 al 07/05/96 caja N° 1 a caja N° 20 - mezcla N° 13 Sinterizado 05/05/96 al 13/05/96 Objetivos: - mayores presiones de compactado - altura de pastilla - limites operativos

Calificación de proceso de prensado y sinterizado
Prensado 09/05/96 al 17/05/96 caja N° 22 a caja N° 39 - mezcla N° 13 3500 pastillas Sinterizado 19/05/96 al 21/05/96

Produccion de pastillas para 1000 barras
Prensado 17/05/96 al 05/07/96 caja N° 40 a caja N°367 - mezclas N° 13 14 - 10 - 11 09 90.000 pastillas Sinterizado 07/07/96 al 15/07/96

Fig N° 6

OBTENCIÓN DE U_3O_8 Y UO_2 A PARTIR DE ADU PRECIPITADO CON APLICACIÓN DE ULTRASONIDO

Boero, Norma; Sassone, Ariel; Méndez De Leo, Lucila; Novara, Oscar; Ramella, José(*).

INTRODUCCIÓN

En la Planta de Fabricación de Polvos de Uranio (PFPU) se produce U3O8 enriquecido al 20% a partir de UF6(g), utilizado en la fabricación de elementos combustibles para reactores de investigación. Un producto intermedio de este proceso es el diuranato de amonio (ADU).

Con el objeto de la optimización del proceso de fabricación de U3O8 y en busca de mejor rendimiento (menor presencia de polvos fuera de especificación) y reducción de tiempos de operación (filtrado y tratamientos mecánicos) el laboratorio de desarrollo de compuestos de uranio (LADCU) de la PFPU está trabajando en la determinación de la influencia del ultrasonido en la precipitación de ADU.

Como se demostró en un trabajo anterior(1)(2), la aplicación de ultrasonido en la precipitación de ADU conduce a la obtención de un U3O8 de mejores características atribuibles al proceso de cavitación acústica. En virtud de estos resultados obtenidos se realizaron experiencias de obtención de UO2 por esta misma vía ya que este producto es de importancia en los reactores de potencia.

FUNDAMENTO TEÓRICO(3)(4)

Se define al *ultrasonido* como ondas sonoras de alta frecuencia (18-70 KHz). El término de *cavitación acústica* indica la alternación de una expansión y una contracción de las burbujas durante un medio ciclo de la onda de ultrasonido, indistintamente de que estén llenas de gas no condensable o de vapor en equilibrio con el entorno líquido. Cuando la onda de ultrasonido pasa a través de un fluido, genera localmente una presión fluctuante, con una frecuencia similar a la frecuencia de dicha onda. La magnitud de la variación de la presión es tal que puede producir burbujas en el seno del líquido.

Se llama *cavitación estable* a la formación de burbujas de larga vida que oscilan en forma aleatoria no lineal alrededor de un tamaño de equilibrio; las burbujas soportan varios ciclos de expansión - compresión sin variación apreciable de dicho tamaño.

(*) Planta de Fabricación de Polvos de Uranio, U.A.Combustibles Nucleares, Comisión Nacional de Energía Atómica, República Argentina.

En la *cavitación transiente* las burbujas duran menos que el periodo de la ondas de ultrasonido presentes en el medio liquido; si la presión acústica durante el medio ciclo negativo es lo suficientemente grande como para superar las fuerzas de unión intermolecular del fluido, las cavidades se expandirán hasta varias veces su tamaño original. Seguido a esto, durante el medio ciclo de compresión, las mismas colapsarán violentamente (implosión), ya sea desapareciendo o transformándose en burbujas más pequeñas.

Es en esta fase en la que se producen los efectos asociados a la cavitación transiente: debido a la liberación de una gran cantidad de energía en las inmediaciones aparecen temperaturas y presiones muy elevadas en forma localizada, además cuando se producen microburbujas, éstas se desplazan rápidamente, mientras que en la fase líquida se producen jets. Ambos fenómenos ocurren a velocidades proporcionales a la frecuencia de las ondas de ultrasonido.

Existe un tipo de cavitación especial que corresponde a las burbujas de aire o vapor que quedan ocluidas en un cuerpo sólido.

EQUIPOS UTILIZADOS

Se adaptó para las experiencias un equipo de ultrasonido de 300 watts de potencia ultrasónica y 40 KHz de frecuencia de trabajo a un precipitador escala laboratorio. La precipitación se realizó en un recipiente introducido en la batea de dicho equipo con altura de columna de líquido controlada. La temperatura del agua del baño se mantuvo en el valor deseado mediante la recirculación de agua a través de un baño termostático. El agitador es de paletas accionado por un motor de velocidad variable.

El horno utilizado para la calcinación es marca Lindberg, con cámara de inconel y salida para gases.

Las determinaciones de Rayos X se hicieron en un equipo Philips PW-3710. Los análisis termogravimétricos fueron hechos en un termoanalizador Mettler, Modelo 1. Las áreas específicas se obtuvieron en un analizador Perkin Elmer 212 D.

EXPERIENCIAS

Se realizaron las experiencias fijando las variables de precipitación a los mismos valores que se emplean en la Planta para la obtención de ADU en medio fluorhídrico.

La solución de fluoruro de uranilo (F2UO2) se obtuvo por disolución de UO3 en ácido fluorhídrico, ajustándose la acidez y la concentración de uranio de la solución resultante a las mismas condiciones que la solución producida por la hidrólisis del UF6.

Se utilizó NH4OH de grado analítico habiéndose trabajado con exceso de dicho reactivo (pH = 10) para evitar la formación de complejos fluorados que se forman a pH más bajo y lograr una precipitación cuantitativa.

Se precipitó ADU en presencia de ultrasonido variándose el tiempo de aplicación luego de la precipitación entre 0 y 60 minutos. Los blancos se hicieron sin aplicación de ultrasonido y se realizaron experiencias de aplicación de ultrasonido solo durante la digestión. En todas las experiencias se realizó la desgasificación, mediante la aplicación de ultrasonido, del agua de calentamiento; con esto se consigue una mayor eficiencia de la acción del ultrasonido sobre el precipitado durante los ensayos. Se controló la temperatura, la velocidad de agregado de amoníaco y la velocidad de agitación.

La temperatura y forma de agitación fueron similares a las condiciones de operación en planta. Para la filtración se utilizaron embudos büchner y vacío con una depresión de 0.4 bar. Los precipitados de ADU fueron lavados con aguas amoniacales a pH 10 seguido de lavados con etanol.

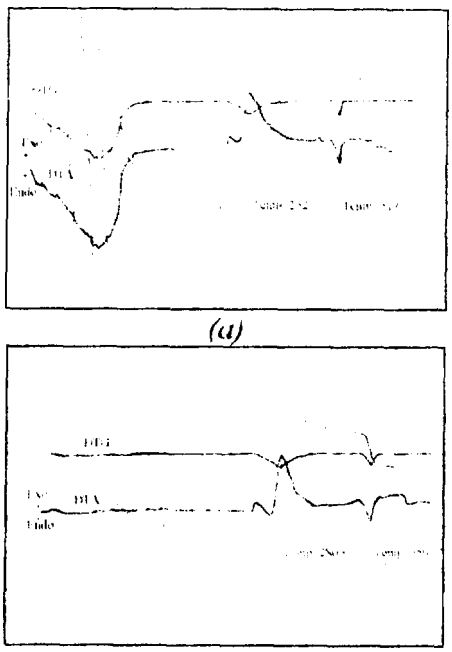
Los polvos de U3O8 se obtuvieron calcinando el ADU a 800° C y el tratamiento térmico posterior se realizó a 1400 °C, ambos en condiciones similares a las de fabricación.

Los polvos de UO2 se obtuvieron por calcinación del ADU a U3O8 a 670 °C y posterior reducción en atmósfera de hidrógeno - nitrógeno a la misma temperatura.

INFLUENCIA DEL ULTRASONIDO

Se observa una clara influencia de la aplicación de ultrasonido en el ADU obtenido. El aspecto del polvo cambia notoriamente pasando de ser precipitados de color naranja, difíciles de secar, a precipitados cada vez más amarillos que filtraron muy rápido, quedando un polvo totalmente disgregado, con muy bajo contenido de humedad. Esto último se verifica en los análisis termogravimétricos efectuados sobre el ADU (Figura 1).

En cuanto al U3O8 obtenido con tratamiento de ultrasonido, se observó que se trataba de un polvo más fácil de disgregar: sin necesidad de efectuar un tratamiento mecánico enérgico.



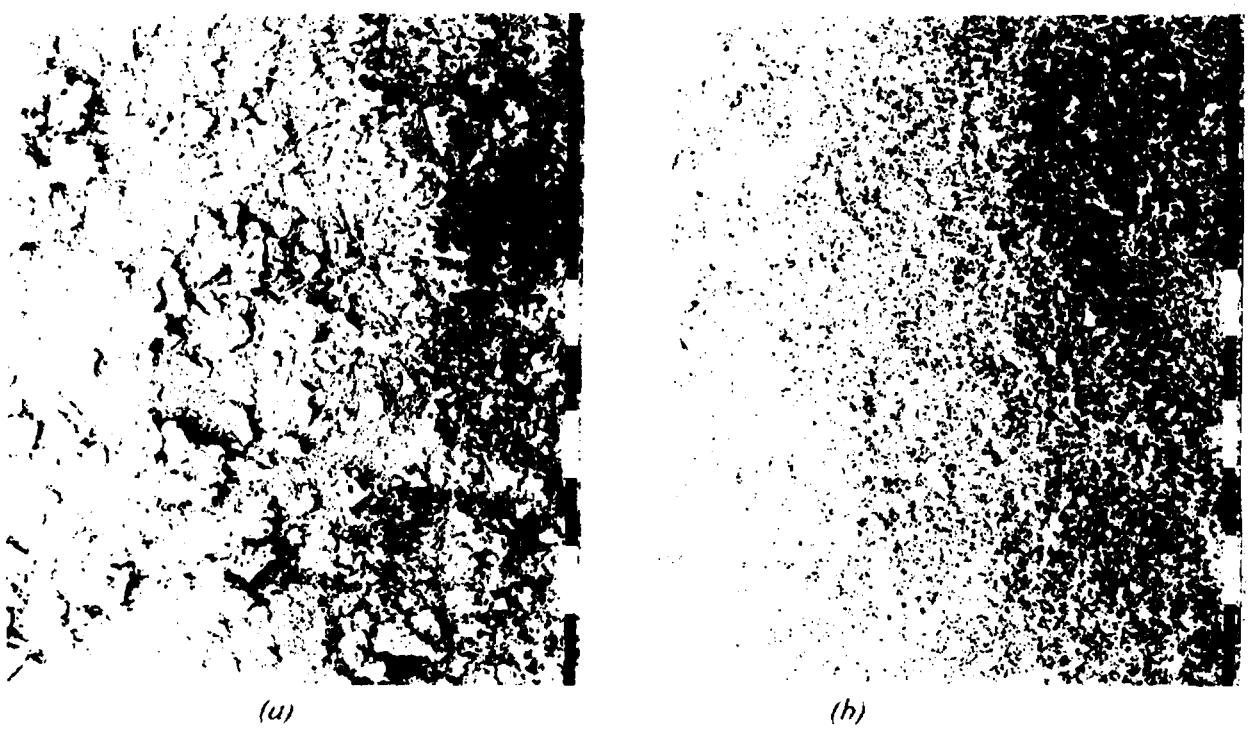
(a)

(b)

***Figura 1** - Análisis TG, DTG y DTA de (a) ADU sin tratamiento de ultrasonido y (b) ADU tratado con 30 minutos de ultrasonido.*

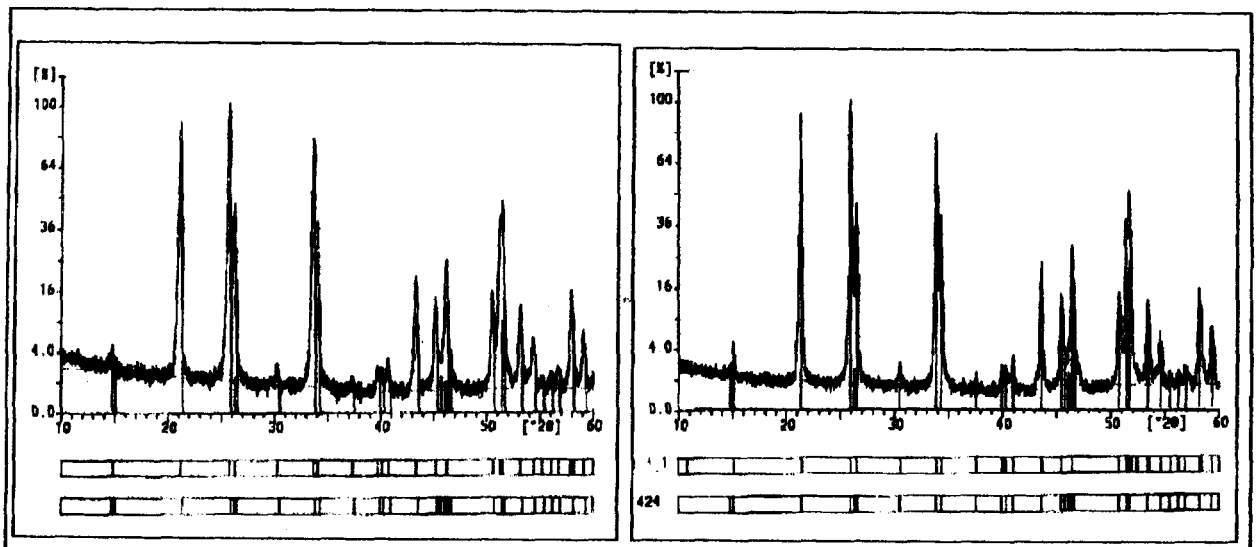
De las micrografías se observa en el U3O8 obtenido con 30 min. de ultrasonido o más que la distribución de los aglomerados es más homogénea, dando polvos con mayor fluidez (Figura 2). También se tomaron micrografías a aumentos mucho mayores (20.000 X) observándose que la microestructura de los polvos tratados es de mayor tamaño correspondiéndose con la disminución de área específica.

De la comparación de los diagramas de rayos X de U3O8 surge que los tratados con ultrasonido responden mejor a la estructura de referencia (α-U3O8) mientras que los que no fueron tratados presentan un corrimiento respecto de la misma. Dicho corrimiento -mayor a ángulos mayores- indicaría una variación en alguno de los parámetros de celda (Figura 3).



(a) *(b)*

***Figura 2** - Micrografías de polvos de U3O8 obtenidos (a) sin aplicación de ultrasonido (b) con 30 minutos de ultrasonido. Aumento: 100 X. Escala : 0.1 mm.*



(a) *(b)*

Figura 3 *- Diagramas de difracción de rayos X de U3O8 (a) sin aplicación de ultrasonido (b) con 60 minutos de ultrasonido; ambos referidos a la estructura del α-U3O8.*

Tiempo de ultrasonido (min.)	*Área específica (m^2/g)*
0	4.6
30	3.1
45	3.4
60	3.5

Tabla I *- Variación del área específica del U3O8 con el tiempo de aplicación de ultrasonido.*

El área específica del U3O8 obtenido tiene un mínimo en los 30 minutos de aplicación de ultrasonido, luego aumenta levemente (Tabla I). Esta disminución en el área específica y su consecuente disminución de energía superficial trae ventajas en la etapa posterior del tratamiento del U3O8, que es el crecimiento de grano a alta temperatura.

Se realizaron experiencias de tratamiento térmico a 1400 °C sobre polvos obtenidos con aplicación de ultrasonido obviando las etapas de molienda y tamizado luego de la calcinación a 800 °C. Se obtuvieron densidades del orden de 8,1 g/cm^3 y tamaños de partículas un poco mayores a los especificados (Figura 4). Esto implicaría la necesidad de una débil molienda de los polvos de 1400 °C. Sin embargo se deberían hacer experiencias con masas mayores.

Con respecto al UO2 se observa a través de las micrografías, que la aplicación de ultrasonido da como resultado la obtención de aglomerados más grandes y redondeados, lo que trae aparejada una mayor fluidez del polvo (Figura 5).

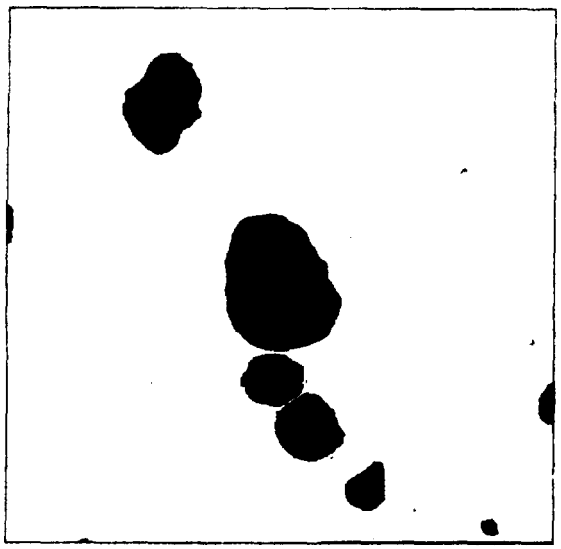


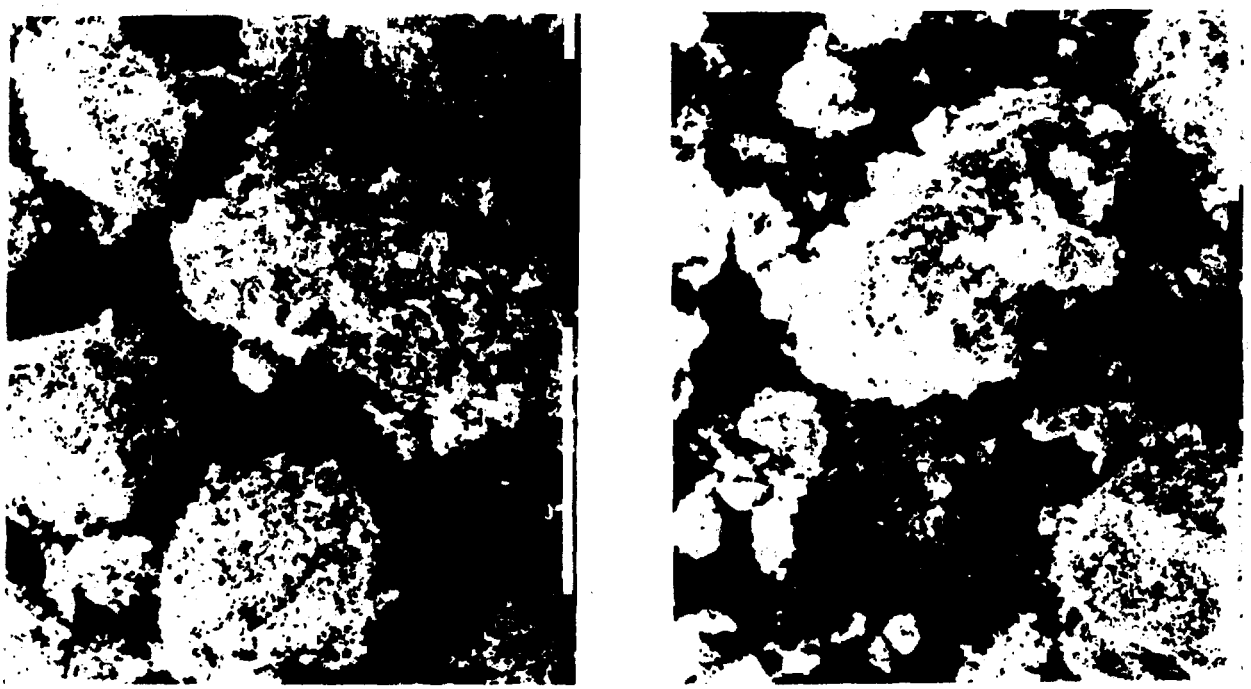
Figura 4 *- Fotografía de microscopio óptico de U3O8 tratado térmicamente a 1400 °C. Diámetro promedio de las partículas : 100 µm. (Foto digitalizada)*

La relación oxígeno metal fluctúa alrededor del valor 2.06. Se hizo un estudio de estabilidad en el tiempo y se observó que dicho valor llega a 2.07 en 45 días. Por lo tanto, se verifica la estabilidad del UO2 obtenido.

Con respecto al área específica, se observa un incremento de la misma cuando se aplica ultrasonido hasta tiempos de 45 minutos (Tabla II). El valor de densidad aparente del polvo tratado es de 1.4 g/cm^3.

Tiempo de ultrasonido (min.)	*Área específica (m^2 g)*
0	4.0
30	5.3
45	5.8
60	3.2

Tabla II *- Variación del área específica del UO2 con el tiempo de aplicación de ultrasonido.*



(a) *(b)*

Figura 5 *- Micrografías de polvos de UO2 obtenidos (a) con 30 minutos de ultrasonido (b) con 60 minutos de ultrasonido. Aumento:* ***400 X. Escala 0.1 mm.***

En cuanto a la estructura cristalina de los UO2 obtenidos, se observa que es similar en los polvos tratados con ultrasonido y los no tratados. En ambos casos se trata de óxidos muy puros y cristalinos (Figura 6).

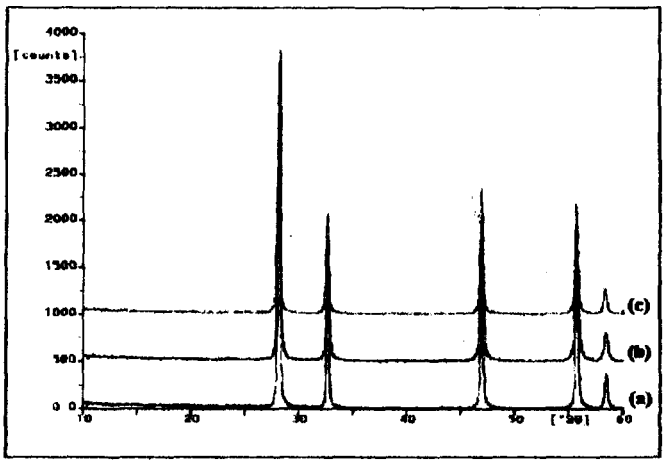


***Figura 6** - Digrama de difracción de Rayos X de UO2 obtenido (a) sin aplicación de ultrasonido (b) con 30 minutos de aplicación de ultrasonido (c) con 45 minutos de aplicación ultrasonido.*

CONCLUSIONES

La cavitación puede producir diferentes efectos sobre la estructura del diuranato de amonio ya que durante la precipitación puede romper los núcleos más débiles y permitir la nucleación y crecimiento de los núcleos con menores imperfecciones dando como consecuencia óxidos de uranio más cristalinos.

El diuranato de amonio obtenido con aplicación de ultrasonido puede ser filtrado más rápidamente, y no necesita ser secado. Ésta resulta ser una ventaja operativa muy importante ya que reduce el tiempo de una operación particularmente lenta.

Se observó que la aplicación de ultrasonido en la precipitación y posterior digestión del ADU tiene una marcada influencia sobre el estado de agregación de dicho polvo y en las características de sus posteriores derivados, el U3O8 y el UO2.

El U3O8 obtenido por calcinación a 800 °C a partir del ADU tratado presenta una morfología más desagregada de la que se obtiene regularmente, con menor área específica y mayor fluidez. Esto implicaría la posibilidad de reemplazar el tratamiento mecánico posterior usado actualmente por una disgregación suave. Los polvos obtenidos luego del tratamiento térmico a 1400 °C presentaron una densidad adecuada.

El aumento en la cristalinidad del U3O8 indicaría que se trata de polvos menos sinterizables(5) a 800°C, lo que conviene, ya que es en el tratamiento térmico a 1400 °C que ocurre crecimiento de grano.

En cuanto al UO2 obtenido con tratamiento de ultrasonido también presentó una morfología más desagregada dando polvos de formas más regulares y aumentando su fluidez.

Con respecto al área especifica del UO2 tratado, el aumento de la misma indicaria la obtención de polvos más sinterizables, un efecto esperado en este tipo de polvos.

A partir de estos resultados se espera en el futuro estudiar el comportamiento de los polvos durante el prensado y sinterizado. En función de la fluidez, morfologia, área especifica y tamaño de particula medidos se esperaria obtener UO2 vía ADU sinterizable en forma directa sin recurrir a las etapas de precompactado y granulado actualmente utilizadas.

AGRADECIMIENTOS

Al personal de la PFPU y su División Seguridad por la ayuda prestada.

Física del Sólido, Dto. de Fisica por la realización de los diagramas de rayos X y el asesoramiento en el tema.

División Tecnologia de Plutonio por las determinaciones fisicoquímicas y reducción de polvos.

Departamento Quimica de Reactores por el uso del microscopio electrónico de barrido.

A Carlos Lavagnino y Ana Benitez (DEEC) por su ayuda en el uso del microscopio óptico y scaneo de imágenes.

---

(1) Boero, Sassone, Yorio, Cincotta, Ramella, Fernandez, Novara; Influencia del ultrasonido en la precipitación controlada de ADU, AATN 1995.
(2)Méndez De Leo, Novara, Sassone, Ramella y Boero; Ultrasonido, sus efectos en la precipitación de ADU como precursor de óxidos de uranio, XXI Congreso Argentino de Química.
(3)Neppiras, Acoustic Cavitation. Physics Report, 1980.
(4)Mason, Use of ultrasound in chemical syntesis, Ultrasonics,. 1986.
(5)V.K. Moorthy and S.V.K. Raho, Role of Crystallinity in Sintering of Urania Powders.

OBTENCIÓN UO_2 EX AUC PARTIENDO DE FLUORURO DE URANILO

de la Fuente M.; Gonzalez A. G.; González Scardaoni S.; Pérez de Perel L. Marajofsky, A

INTRODUCCIÓN

La posibilidad de utilizar U enriquecido en las centrales nucleares nacionales, como así también la concreción del Proyecto Carem (reactor de agua liviana que utiliza uranio enriquecido al 3.4 %) plantea la necesidad de buscar el método más conveniente de producción de polvo de UO_2 (dióxido de uranio), materia prima para la fabricación de elementos combustibles de los diferentes reactores mencionados.

Frente a los inconvenientes posibles de segregación (conduce a irregularidades en la concentración del uranio enriquecido) surgidos en la mezcla de polvo de UO_2 enriquecido y polvo UO_2 natural que se realiza para llegar a la concentración isotópica deseada, se propone como solución la producción del polvo de UO_2 enriquecido a partir de UF_6 (hexafluoruro de uranio) con la concentración isotópica deseada.

En el presente trabajo se muestra la factibilidad de obtención de polvos de UO_2 de sinterabilidad directa, a través de la precipitación de soluciones de fluoruro de uranilo (obtenidas por hidrólisis de UF_6, de la cual hay experiencia en la PFPU). El AUC (Uranil Tricarbonato de Amonio) es un precursor, cristalino, utilizado en la línea de producción de polvos del CFC, que asegura la uniformidad de la calidad de las pastillas producidas en Conuar SA., además se cuenta con una vasta experiencia en la precipitación de AUC vía nitrato de uranilo en operación continua y discontinua.

2. EXPERIMENTAL

2.1.- PRECIPITACIÓN

Una solución simulada de UF_6 hidrolizado, se realizó mediante la disolución de UO_3 con HF (ácido fluorhídrico) obteniendo una solución de $F_2(UO_2)$ (fluoruro de uranilo) de 340 gU/l.

La operación de precipitación se realizó en un equipo de 5 litros de capacidad en operación discontinua, con redondeo simultáneo de los cristales. El medio precipitante se logra con el agregado de NH_3 (amoníaco gaseoso) y CO_2 (dióxido de carbono gaseoso) por medio de eyectores durante toda la operación de precipitación. El pH de las aguas madres durante la precipitación se mantiene entre 8,5 y 9,2 y la temperatura alrededor de 323 K.

Se operó durante 5 horas pasando un volumen total, de la solución de nitrato de uranilo, de 3 litros, obteniendo alrededor de 1, 4 Kg de AUC.

2.2 CALCINACIÓN-REDUCCION

Una vez obtenido el AUC, fue calcinado, reducido y pasivado. Estas operaciones fueron realizadas en un mismo reactor. Este es un horno vertical con entrada de gases por la parte inferior y la salida por la parte superior. Para controlar las rampas de temperaturas de las etapas de calcinación y reducción se utilizó un programador, además las temperaturas fueron registradas en computadora, con las cuales se construyeron las curvas de calentamiento del polvo.

La reducción fue realizada a tres temperaturas diferentes (823 K, 933 K y 1003 K) en atmósfera reductora de H_2. Primeramente en la etapa de calcinación se produce el desprendimiento de NH_3 y CO_2 y por último en la etapa de reducción se produce la formación de UO_2.

Luego que la temperatura baja a 343 K, se pasiva con una mezcla de aire y nitrógeno, la cual contiene la cantidad de oxígeno necesaria para la masa de UO_2 obtenida. Esta mezcla se la hace recircular por medio de una bomba en un circuito cerrado, un tiempo determinado.

2.3 PRENSADO Y SINTERIZADO

Con los polvos de UO_2 obtenidos en la etapa anterior se obtuvieron pastillas. Estas fueron realizadas en una prensa automática marca "Komage K15", para ser luego sinterizadas por tratamiento térmico bajo atmósfera controlada en un horno con atmósfera de H_2 a 1923 K, durante 2 horas.

3. RESULTADOS

En las **fig 1** se observa la morfología de los cristales de AUC precipitado, mientras que en la **fig 2** se puede verificar como se conserva la morfología de los cristales en el UO_2 obtenido de su precursor. La **fig 3** muestra la distribución de tamaño de partícula del AUC y del UO_2, que coincide con las distribuciones usuales de producción.

El principal problema de este proceso es el flúor que puede quedar en el polvo y que impediría su utilización como combustible nuclear, ya que las especificaciones internacionales toleran no mas de 20 mg/kg en U. Sin embargo, y como se desprende de las determinaciones realizadas en todos los casos, podemos observar que es totalmente desalojado luego de la calcinación a las tres temperaturas de trabajo elegidas.

El Flúor fue analizado mediante potenciometría con electrodo de ión selectivo, técnica cuyolímite de detección es 15µgF/gU.

4. CONCLUSIÓN

Se muestra que la obtención de polvos sinterizables a partir de fluoruro de uranilo tienen buena repuesta a la sinterabilidad, lo que indica que no hay obstáculo tecnológico para la obtención de polvo de UO_2 ex AUC (enriquecido) con similar

performance a los de AUC natural actualmente utilizado, pudiendo de este modo preparar polvos con distintas isotopias desligándose de los posibles problemas de segregación .

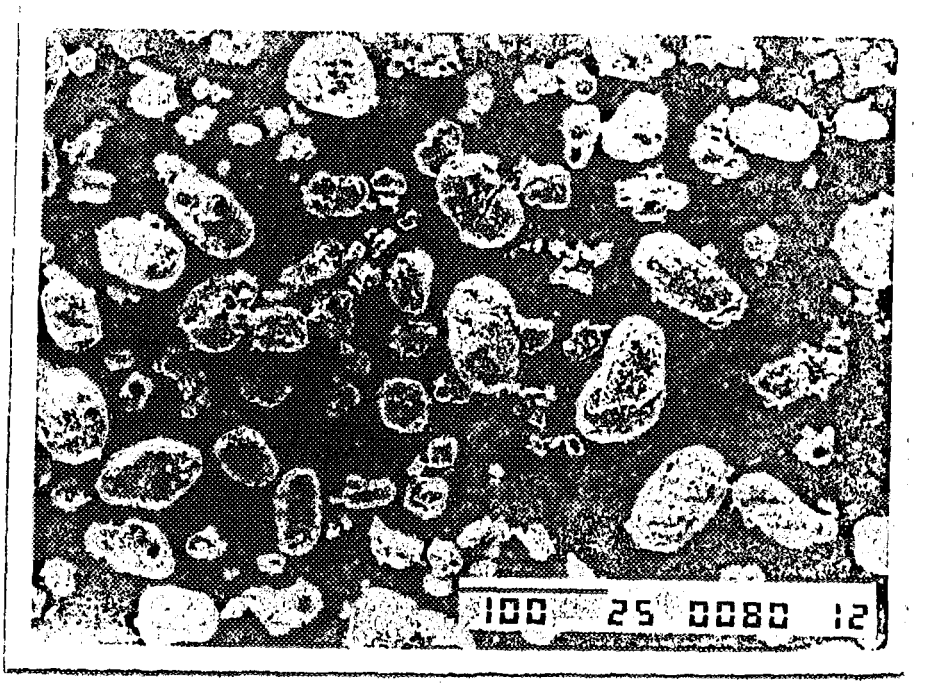


Figura 1

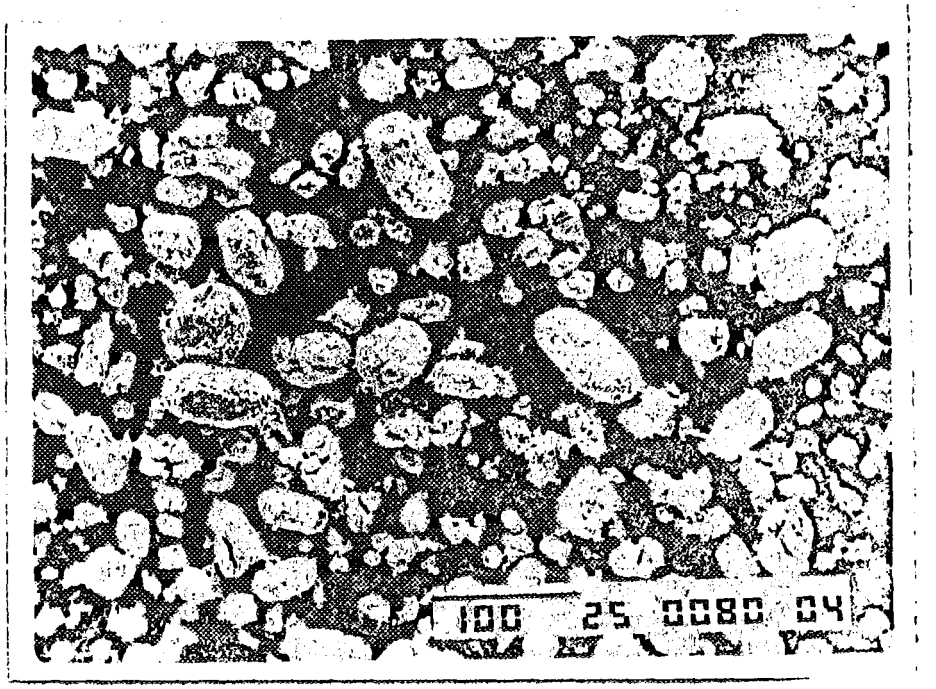


Figura 2

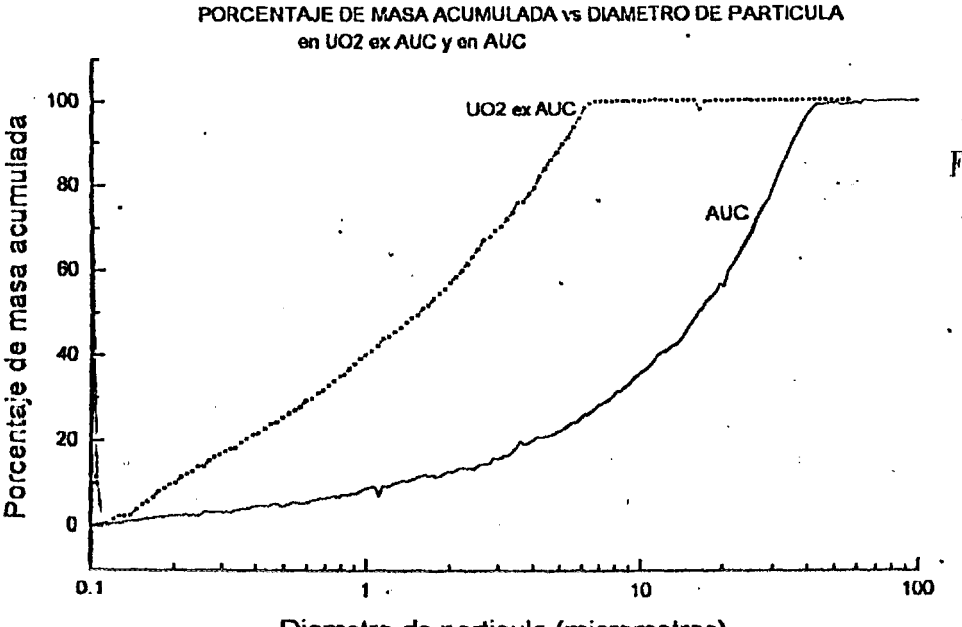


Figura 3

DESARROLLO DE UN SISTEMA PARA EL CONTROL AUTOMÁTICO DE FALLAS EN PASTILLAS

Carlos Lavagnino*

El control de fallas en pastillas UO2 en la producción para los reactores Atucha y Embalse se realiza actualmente en forma visual.

Se presenta en este trabajo la primera fase de un sistema que permite desarrollar dicha tarea en forma automática.

Para ello se dividió el problema en tres partes:

- condiciones de iluminación
- algoritmo que permita la identificación de fallas predeterminadas con suficiente elasticidad
- un sistema mecánico que soporte la secuenciación y manipulación de las pastillas en forma adecuada.

En este trabajo se han encarado las dos primeras:

1. encontrar las condiciones de iluminación que permitan independizar la falla de la superficie no fallada de la pastilla, teniendo en cuenta la superfice cilídrica de la misma, o sea con diferente grado de reflexión y por lo tanto de intensidad percibida, y además la diferencia de textura que adquiere dicha superficie no fallada dependiendo del tipo de rectificación de la misma.
2. encontrar el algoritmo adecuado, y suficientemente veloz y simple, tal que permita separar e identificar la falla deseada según las especificaciones de fabricación.

Se muestran ejemplos de aplicación del algoritmo desarrollado.

El mismo, programado en C++, se ha integrado a una plataforma existente ['Desarrollo de un sistema de procesamiento digital de imágenes para caracterización de pastillas de UO2', C. Lavagnino, Reunión AATN 1995] que permite una articulación adecuada de las funcionalidades y la información.

1.- INTRODUCCIÓN

Dada la necesidad de automatizar el proceso mediante el cual son caracterizadas las fallas visibles en las pastillas de UO2, se comenzó con el diseño de un sistema capaz de detectar con confidencia las pastillas con anomalías, independientemente de cual sea el problema que afecta a las mismas.

* División Elaboración, UACN, CAC, CNEA

Este sistema fue montado como un módulo adicional a la estructura del Sistema ImaWin.

2 - EL PROBLEMA DE LA ILUMINACIÓN

El primer problema consistía en determinar condiciones de iluminacion que hicieran posible una parametrización basada en las diferencias de intensidad percibida, es decir, que las irregularidades de la iluminación no alteraran la correlación entre diferencias de intensidad y fallas físicas.

Para esto se verificó que cuanto más difusa era la iluminación, más se preservaba la correlación mencionada. Asi, se dotó a un receptáculo prismático de vidrios esmerilados, un orificio para la cámara de video y un control variable de intensidad de iluminación para impedir la saturación de la percepción.

Debido a la forma cilíndrica de la pastilla, los rayos de luz provenientes de la iluminación del receptáculo se reflejan en la superficie de la misma de acuerdo a la tangente al punto de reflexión. Esto determina la percepción de franjas de distinta intensidad (Fig 1) correspondientes a las zonas de la pastilla con la misma tangente y, por ende, altura relativa.

3.- DEFINICIÓN DEL ALGORITMO

El algoritmo toma como entrada imágenes ya capturadas por ImaWin o bien imágenes en formato estándar, en donde pueden procesarse un número determinado de pastillas concurrentemente, dependiendo este número del tamaño y de la disposición.

Las pastillas son colocadas horizontalmente en el receptáculo y orientadas de tal forma que las caras enfrenten la dirección de incidencia de los rayos de luz.

Posteriormente se adquiere la imagen de las pastillas y se archiva para su posterior exploración. Las pastillas son entonces rotadas 120° para poder repetir la adquisición de la imagen. Esta operación es repetida una vez más para cubrir de manera efectiva toda la superficie de la pastilla.

El objetivo en cuanto a simplicidad y eficiencia es minimizar tanto la cantidad de tomas a realizar (giros) de la pastilla así como la cantidad de puntos efectivos explorados.

El algoritmo basa su mecanismo de detección en la asociación de cambios anormales en la intensidad con posibles fallas.

En cada una de las imágenes se va a efectuar la exploración de la siguiente manera, procesando la superficie de a una pastilla por vez:

- Se toman sucesivos perfiles longitudinales de la imagen de la pastilla separados entre sí por una distancia arbitraria. En los test realizados se ajustó esta distancia para que

el número total de perfiles (en nuestro caso generatrices del cilindro) no supere los 30.

De esta forma , el número de pixels explorados no supera el 25% del total, dado que en nuestros ejemplos una pastilla ocupa entre 100 y 120 pixels en sentido vertical. Aun así es mínima la probabilidad de que la falla no se manifieste en ninguno de los puntos explorados.

El parámetro de distancia inter-perfil puede ser modificado para asegurar un mayor porcentaje de puntos explorados y consecuentemente una mayor confidencia. Este parámetro está relacionado también con el requerimiento de mínima falla a detectar.

Se van a tipificar dos clases posibles de anormalidades: las detectadas en la exploración horizontal y las detectadas en la exploración vertical

Cuando la manifestación visual de una falla atraviesa la línea explorada por un perfil determinado, el espectro o rango de valores hallados se modifica notablemente, dado que en una situación de normalidad, la exploración a lo largo de un perfil tendría que reportar valores de intensidad prácticamente constantes -debido a la equidistancia, y por consiguiente, equirreflectancia- de esos puntos. Cualquier parámetro que muestre los cambios de manera conservadora reflejará esta anomalía independientemente de que ocurra en un solo perfil (Por ejemplo una rajadura longitudinal no tendría necesariamente que afectar a más de un perfil)(Fig 2). Esta conservación de las anomalías a lo largo de los perfiles constituye la exploración horizontal.

Mediante la ejecución de la exploración horizontal se detectan todas las anomalías que afecten algun perfil con un conjunto de valores extrañamente altos o bajos para el promedio de cada perfil en particular.

Sin embargo puede darse el caso en el que una falla afecta absolutamente todos los puntos pertenecientes a un determinado perfil, logrando una función casi constante, semejante a la de un perfil perteneciente a una zona sin anomalías.

Este problema es resuelto complementando la exploración horizontal con una exploración vertical, que va consistir simplemente en el calculo de los promedios para cada perfil y en la observación de que, desde la parte superior hasta la inferior de la pastilla, estos valores deben describir aproximadamente una evolución determinada. De esta manera, aunque cada perfil por separado se muestre uniforme, debe existir una relación interperfil que permita un cambio entre los valores que se corresponda con las alturas relativas esperadas.

4.- CRITERIOS DE CORTE

Los criterios para determinar que una pastilla debe ser separada para su posterior examinación dependen del tipo de pastilla en cuestión. En ese sentido, los valores de corte de las pastillas rectificadas son distintos a los valores de las pastillas sin rectificar.

En cualquiera de los casos el parámetro utilizado se compone de tres vertientes: espectro (máximo del rango-mínimo del rango) máximo de perfil, espectro promedio de perfiles y continuidad en la exploración vertical. Estos tres componentes deben ser sorteados por separado.

Si en alguno de los tests los valores superan el umbral predeterminado, la pastilla debe ser separada para su revisión por un operador

5.- ALGUNOS EJEMPLOS

En la práctica se debe determinar, primeramente, que significa un perfil 'practicamente constante'.

Tanto en pastillas rectificadas como en no rectificadas, se determinó que los espectros menores a 10 niveles de gris, están asociados a perfiles visualmente constantes.

Aun así, hasta en las pastillas sin ningún defecto aparecen espectros de hasta 30 ó 40 niveles, aunque no representan fallas concretas mientras aparezcan aislados.

A esta altura separaremos los resultados para pastillas rectificadas y no rectificadas.

Las pastillas no rectificadas reflejan más luz que las rectificadas, haciendo más factible la aparición de destellos a lo largo de los perfiles, con lo que los umbrales de rechazo serán más altos.

El umbral para máximo perfil se seteó en 50 niveles de gris, dado que aún en pastillas perfectas es muy probable que se perciba algún desbalance.

El umbral para perfil promedio se seteó en 15 niveles para pastillas rectificadas y en 20 en no rectificadas, observándose una significativa homogeneidad para los valores en pastillas sanas.

Como requisito en la exploración vertical se busca una cierta 'continuidad' en la función descripta por los promedios de los perfiles. Este parámetro se conforma con el mayor salto interperfil, es decir, la máxima de las diferencias entre dos perfiles consecutivos. Se utilizó el valor 20 teniendo en cuenta que el promedio en pastillas aceptables no supera los 12, mientras que una pastilla con una rajadura horizontal evaluó en 27.(Fig 3 y 4)

6.- CONCLUSIÓN

Dada la necesidad de automatizar un proceso de control de regularidad estructural de objetos de formas simples, se pudo diseñar un algoritmo de confidencia regulable que de manera rápida puede tratar varias pastillas concurrentemente aprovechando las variaciones de intensidad propias de la reflexión de iluminación difusa.

Este algoritmo se incorporo a la estructura del sistema ImaWin, constituyendo una unidad que se podría adaptar fácilmente a las características de un sistema de tiempo real que manipule las pastillas para un control de fallas a escala de muestreo o aun de 100% de la producción.

ILUSTRACIONES

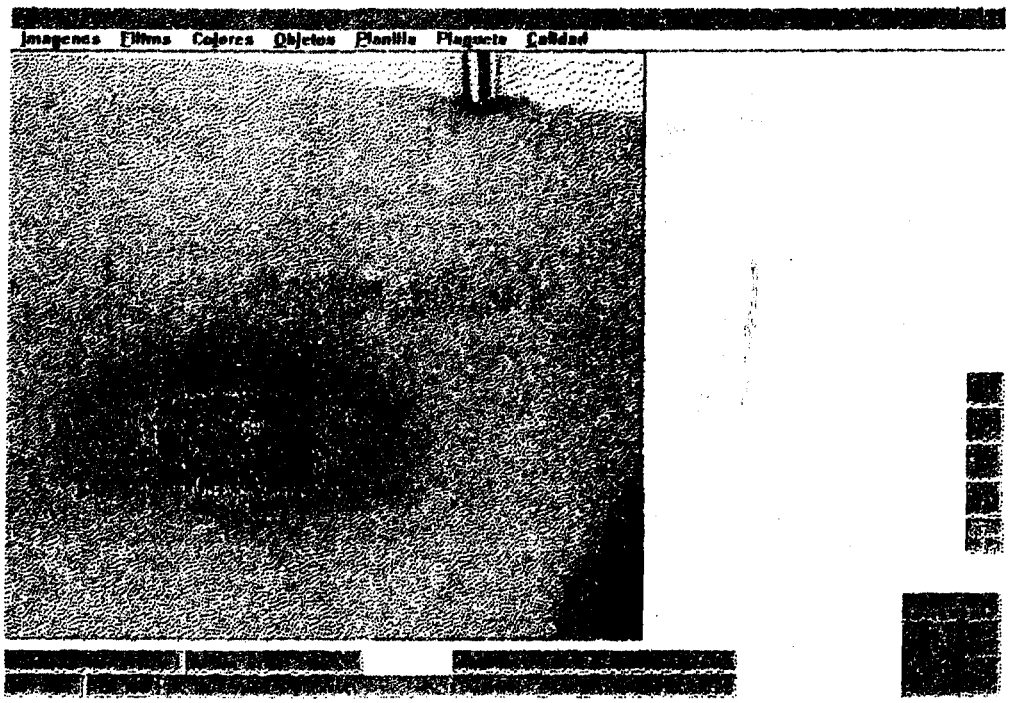


Fig. 1

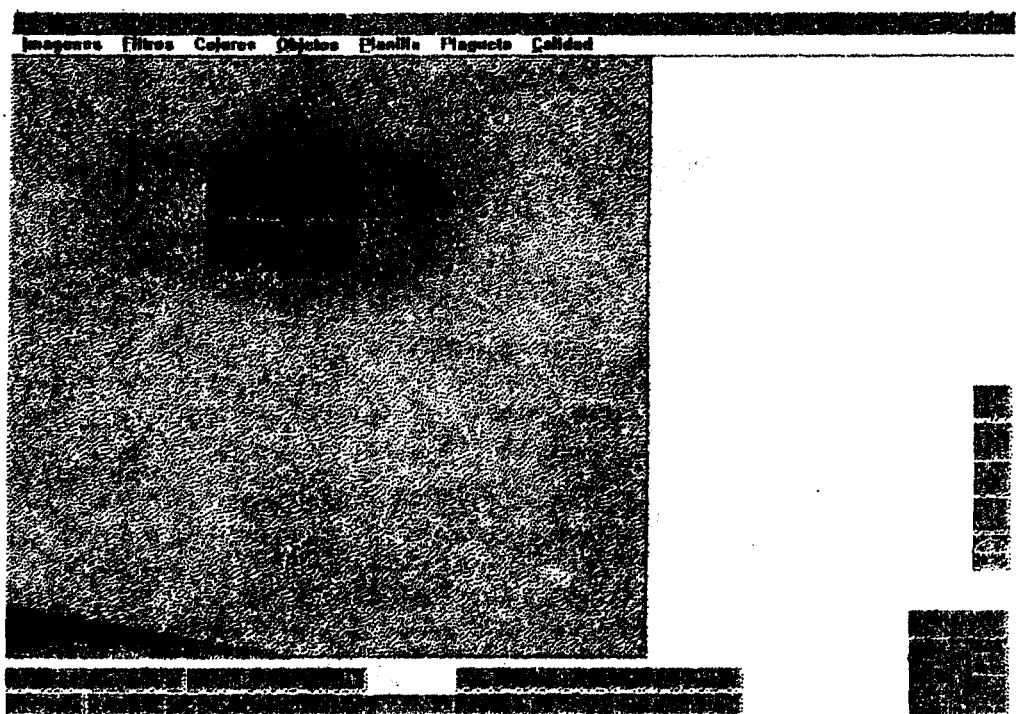


Fig. 2

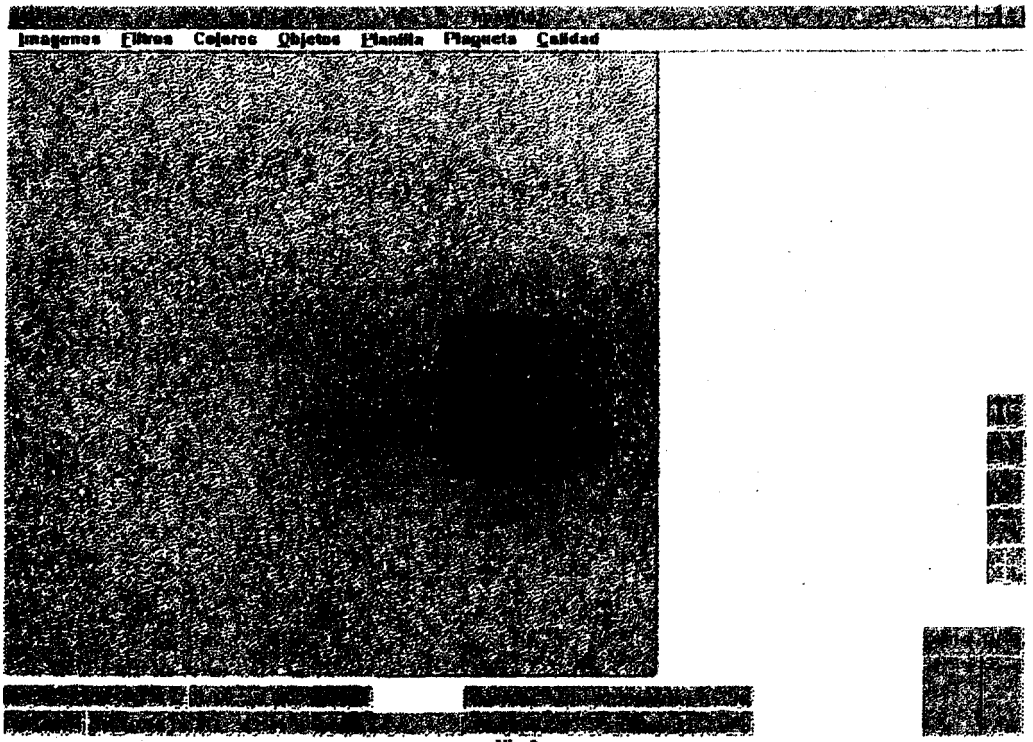
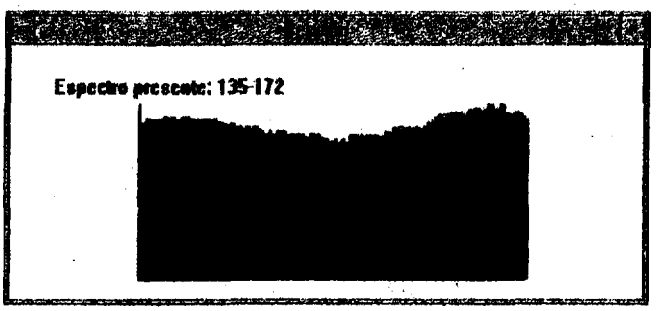

Imagenes Filtros Colores Objetos Plantilla Plaqueta Calidad

Fig.3


Espectro presente: 135-172

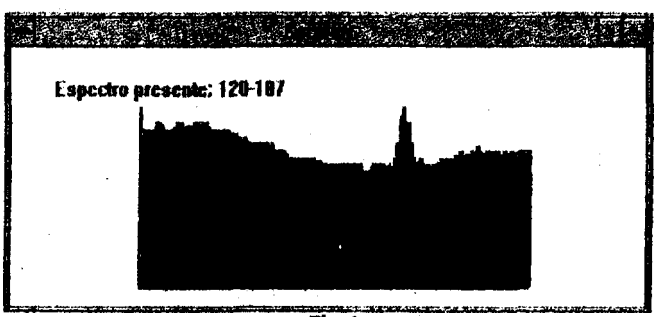

Espectro presente: 120-187

Fig. 4

ELABORACIÓN DE PASTILLAS DE $(U,Pu)O_2$ A PARTIR DE ÓXIDOS MIXTOS OBTENIDOS POR CO-CONVERSIÓN DE SOLUCIONES NÍTRICAS DE URANIO Y PLUTONIO.

Avila A., Marchi D., Menghini J., Orosco E.
Comisión Nacional de Energía Atómica. Unidad de Actividad Combustibles Nucleares.C.A.C.

I. INTRODUCCIÓN.

Desde hace varios años la División Tecnología del Plutonio viene llevando a cabo estudios sobre diferentes métodos de co-conversión para la obtención de óxidos mixtos de uranio y plutonio, con el objetivo de contar con una evaluación completa y detallada de las distintas alternativas que permiten cerrar el ciclo del combustible a partir del reaprovechamiento del mismo ya quemado.
Entre estas alternativas se encuentra la coprecipitación de soluciones nítricas de uranio y plutonio en forma inversa.
En trabajos anteriores (1,2) se presentaron los resultados obtenidos en las dos fases previas efectuadas sólo con uranio, a saber: determinación de las condiciones de obtención (temperatura de precipitación, concentración del actínido, perfil de sinterizado, etc.) y optimización de los procesos utilizados. De este modo se encontraron los parámetros que permitieron elaborar pastillas de buena densidad y microestructura.
Los primeros ensayos realizados para la aplicación de este método en soluciones mixtas de uranio y plutonio son descriptos en este trabajo, donde se muestra también los resultados obtenidos de los mismos.

II. EXPERIMENTOS Y RESULTADOS.

Co-precipitación

A partir de los resultados obtenidos en ensayos previos con uranio solamente (1,2), se llevó a cabo una coprecipitación con una solución mixta usando las condiciones descriptas en la Tabla I. Para ello fue necesario previamente tratar la solución con H_2O_2 acidulada para asegurar la reducción total del Pu^{+6} presente a Pu^{+4}.
Además fue necesario adaptar el reactor a las dimensiones apropiadas para su uso en caja de guantes y diseñar un sistema para el secado del precipitado, por no contar en la caja utilizada con una estufa debido al reducido tamaño de la misma.
Los 188.7 g de precipitado mixto de ADU-$Pu(OH)_4$ obtenidos mostraron un color homogéneo, verde amarillento en todo su volumen y una excelente filtrabilidad, conteniendo además 108.12 g de U^{+6} y 27.04 g de Pu^{+4}
El volumen de los residuos líquidos generados fue de 1000 ml (incluyendo el agua de lavado para el precipitado). Los mismos fueron analizados por espectrofotometría para determinar la presencia de uranio y/o plutonio. Sin embargo dichos análisis no revelaron la presencia de ninguno de ellos. Tampoco se detectó emisión gama , lo que resultó indicativo de la ausencia de Am^{241} en los citados

residuos.

Tabla I

volumen de la solución	474 ml	temperatura de precipitación	60 °C
contenido Pu^{+4}	57.03 g/l	contenido de plutonio en aguas de desecho	N.D.(< 3µ/ml)
contenido U^{+6}	228.12 g/l	tiempo de precipitación	1 hora
Relación (Pu/Pu+U) x 100	20	tiempo de digestión	1 hora
pH de precipitación	4.5 -5.5		

Calcinación- Reducción

Previo al tratamiento térmico se procesaron polvos de ADU obtenidos dentro de caja de guantes en las mismas condiciones que fueron ensayados fuera de ella (ver Figura 1) para verificar la reproducibilidad del método con el equipamiento disponible en la Facilidad Alfa. Sin embargo, dado que comparativamente, el precipitado de mixto resultó más fino que el ADU obtenido en las mismas condiciones ,(lo que sugiere una mayor área específica), se decidió introducir modificaciones en el ciclo de calcinación-reducción original para evitar posibles reoxidaciones posteriores al tratamiento.

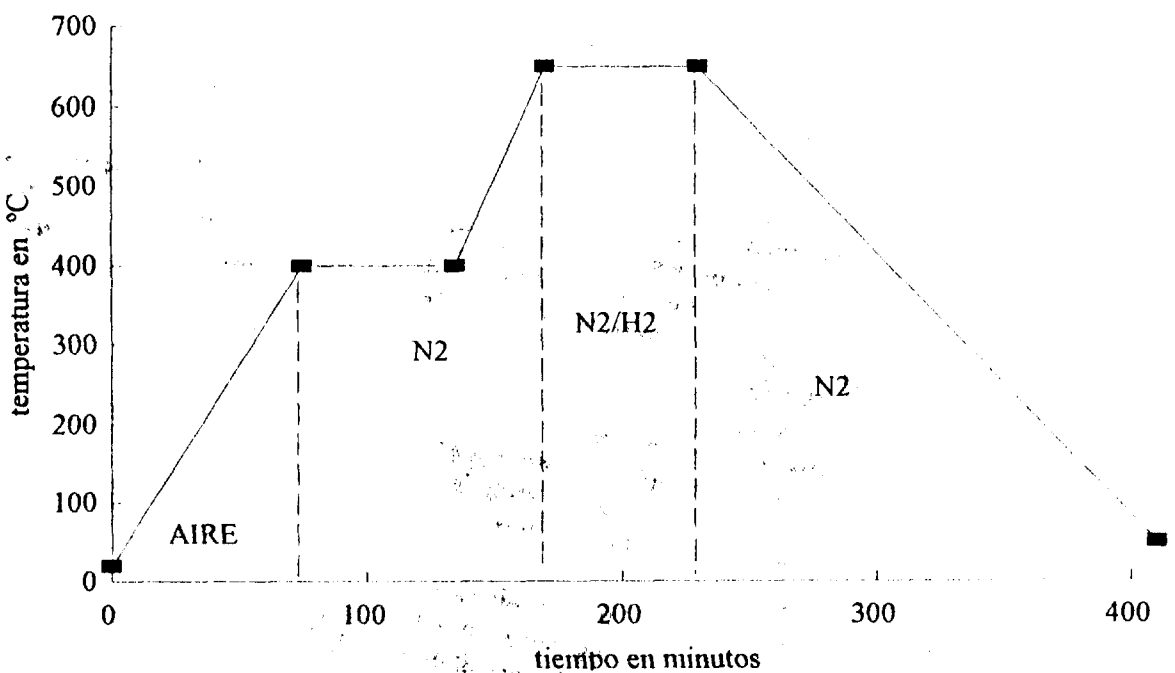


Figura 1 . Ciclo de calcinación-reducción utilizado con polvos de ADU

THIS PAGE IS MISSING IN THE

ORIGINAL DOCUMENT

a) Así a una primera porción del precipitado mixto se la calcinó en atmósfera de nitrógeno durante 2 horas a 650°C y redujo en atmósfera de nitrógeno(92%)-hidrógeno(8%) durante 1 hora también a 650°C respetando en el resto del ciclo el perfil mostrado en la Figura 1.

El polvo de (U- Pu)O_2 obtenido fue totalmente negro, y de una alta área específica (ver Tabla II)

Tabla II

Peso de polvo de ADU-Pu$(OH)_4$ calcinado	48.89 g	área específica	9.83 m^2/g
Peso de polvo mixto (U,Pu)O_2 obtenido	39.16 g	densidad tap	1.36 g/cm^3

b) Una segunda porción del precipitado mixto fue reducida en las mismas condiciones pero manteniendo el polvo 3 horas a 650 °C en atmósfera de nitrógeno(92%)-hidrógeno(8%), con el objeto de reducir el área específica y la relación oxígeno/metal.

El polvo obtenido fué muy similar al obtenido anteriormente, experimentando oxidación al sacarlo del horno y tomar contacto con el aire, seguramente debido a su (todavía) alta área específica (Tabla III).

Tabla III

Peso de polvo de ADU-Pu$(OH)_4$ calcinado	71.80 g	área específica	8.31 m^2/g
Peso de polvo mixto (U,Pu)O_2 obtenido	54.11 g	densidad tap	1.42 g/cm^3

c) Finalmente una tercera porción del precipitado fue reducida en las mismas condiciones descriptas en b), pero la reducción se realizó a 700 °C en vez de 650 °C obteniéndose un polvo de color marrón más claro que los anteriores. (Tabla IV).

Tabla IV

Peso de polvo de ADU-Pu$(OH)_4$ calcinado	67.69 g	área específica	5.74 m^2/g
Peso de polvo mixto (U,Pu)O_2 obtenido	54.11 g	densidad tap	1.46 g/cm^3

Prensado

El prensado se llevó a cabo en una prensa hidraúlica Bussmann-Simetag, automática, de doble acción y con lubricación externa.

El mismo resultó dificultoso debido a la baja densidad "tap" de los polvos. Por ello fue necesario incrementar la capacidad de la matriz de la prensa para cargar la cantidad requerida de polvo y obtener pastillas con el peso y la altura apropiadas (aproximadamente 10 gramos y 14 mm respectivamente).

Sin embargo los polvos reducidos con los procesos vistos en b) y c) no pudieron ser prensados más allá de 1.7 MPa dado que la aproximación excesiva de los punzones debido a la gran contracción del polvo durante el prensado, hizo actuar el sistema de protección automático que interrumpe el proceso para proteger el herramental.

El polvo reducido de acuerdo a a) pudo ser prensado a 3 MPa, pero la altura de las pastillas resultantes fue menor a 14 mm .

De todo esto podemos deducir que los polvos mixtos de (U,Pu)O_2 obtenidos vía coprecipitación inversa deben ser molidos antes del proceso de prensado con el objeto de incrementar las densidades tap por encima de los 2 g/cm^3. Esto permitirá su prensado automático satisfactoriamente.

Sinterizado

El sinterizado fue llevado a cabo en un horno Brew de malla de tungsteno, el mismo que fuera utilizado en la puesta a punto del método. El ciclo térmico utilizado es mostrado en la Figura 2, y corresponde a aquél con el que se obtuvieron los mejores resultados en los ensayos previos realizados con uranio solamente. La Tabla V muestra los resultados obtenidos.

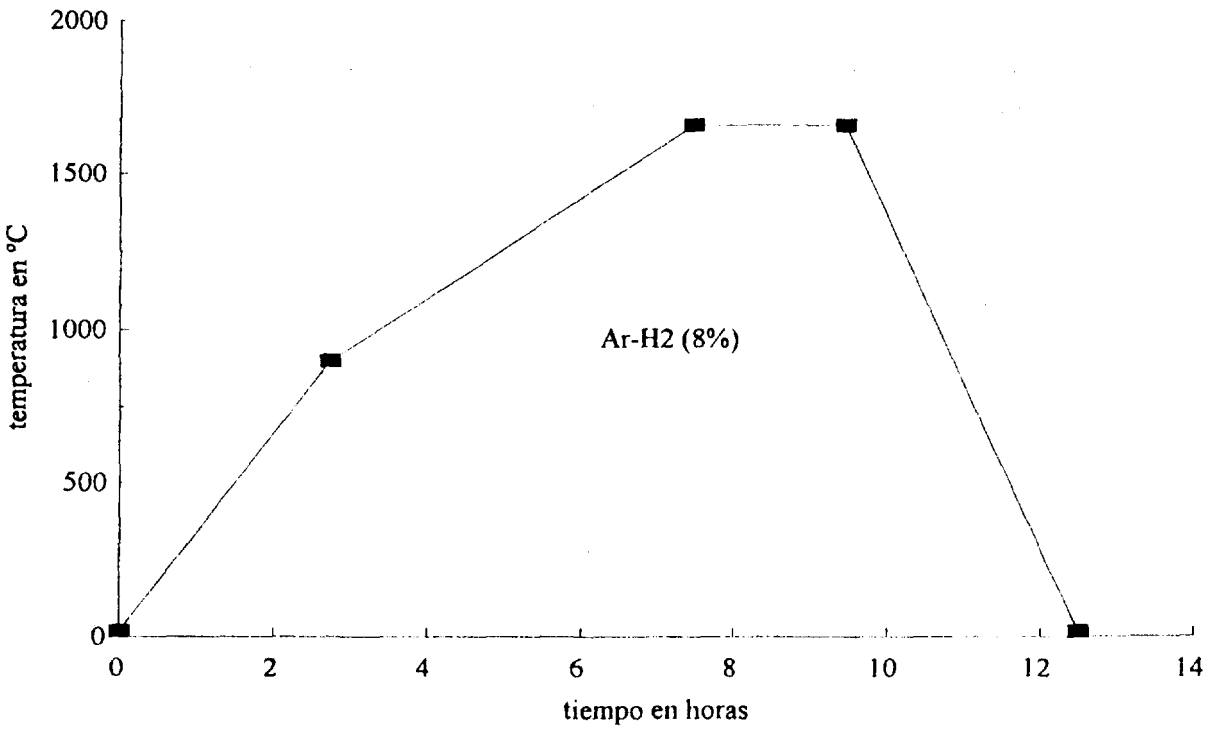


Figura 2 . Ciclo de sinterizado

Tabla V

Proceso de reducción	Presión de prensado(MPa)	Densidad en verde (g/cm^3)	Densidad de sinterizado(g/cm^3)	% densidad teórica
a)	3.00	4.29	10.63	96.15
b)	1.10	4.73	10.64	96.20
	1.40	5.12	10.68	96.52
	1.70	4.8	10.65	96.29
c)	1.12	4.78	10.61	95.92
	1.15	4.77	10.60	95.88
	1.20	4.83	10.65	96.33
	1.60	4.82	10.56	96.35

Como puede verse, los resultados de densidad fueron más altos que los valores usualmente exigidos en los reactores de potencia con esta concentración de plutonio en sus combustibles nucleares. Por otro lado la estructura de poros (Figura 3) fue inhomogénea con alta concentración de poros en algunas zonas de la pastilla sinterizada. Esto podría ser debido a inhomogeneidades en el compactado (3).

La distribución de tamaño de grano fue homogénea (Figura 4) con un valor medio (medido por el método de intersección lineal) de 11μ, y la alfa autoradiografía (Figura 5) no muestra la presencia de islas de PuO_2.



Figura 3. Estructura de poros de una pastilla sinterizada de $(U_{0.8},Pu_{0.2})O_2$ (δ_s=10.63 g/cm^3, x300).



Figura 4. Revelado de grano por ataque térmico de una pastilla de $(U_{0.8},Pu_{0.2})O_2$ (δ_s=10.63 g/cm^3, x400).

Ensayos de solubilidad.

Una de las condiciones que las pastillas mixtas sinterizadas deben cumplir es su rápida solubilidad en ácido nítrico con el objeto de ser reprocesadas sin la necesidad de usar agregado de ácido fluorhídrico en la disolución. Otra condición es que el tiempo requerido para tal disolución no sea excesivo.

El ensayo de solubilidad fue realizado con una pastilla proveniente de los lotes obtenidos, atacándolos con ácido nítrico 7 M durante seis horas usando un condensador a reflujo.

La pastilla fue totalmente disuelta al cabo de 3 horas de ataque. La solución final fue ajustada a una acidez nítrica 4 M.

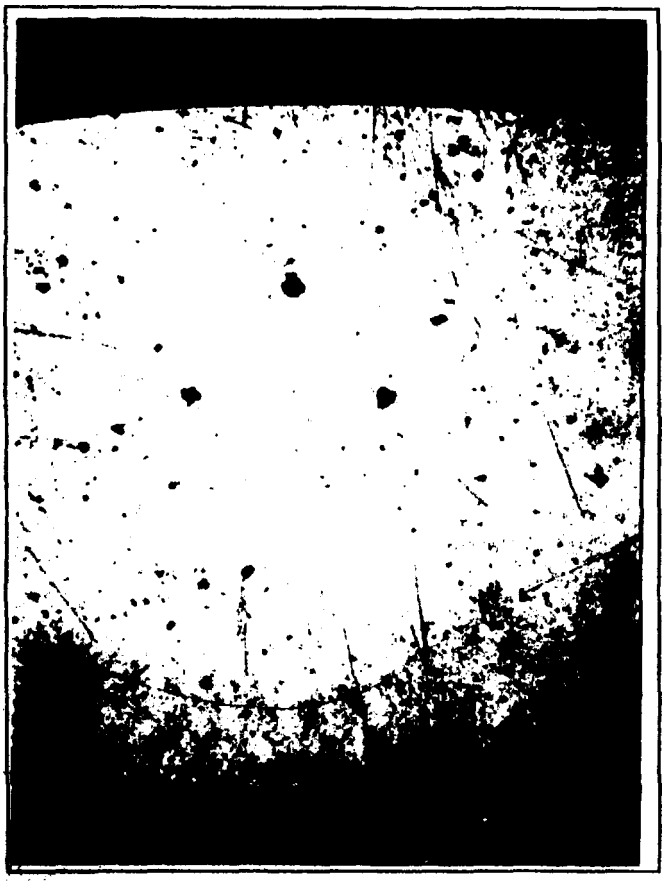


Figura 5. α-autoradiografía de una pastilla sinterizada de $(U_{0.8},Pu_{0.2})O_2$ (x34.5)

El porciento de solubilidad (S %) está definido como :

$$S = (P/P+N) \times 100$$

donde

P = masa de plutonio encontrada por análisis en la disolución de la mezcla.
N = masa de plutonio encontrada en el sólido sin disolver retenido por filtración sobre papel banda azul.

El resultado para este ensayo fue S%=99.7 %
Tanto las alfa-autoradiografías obtenidas como el elevado valor de solubilidad encontrado sugieren la posible formación de una solución sólida en las pastillas provenientes de este método de co-conversión.

III. CONCLUSIONES

Los ensayos efectuados con este método permitieron verificar que:

- La aplicación del mismo genera residuos líquidos de muy fácil tratamiento por la ausencia total de actínidos en ellos.
-Es posible obtener pastillas sinterizadas de óxidos mixtos de uranio y plutonio (MOX) de alta densidad aun con concentraciones elevadas de plutonio (20%).
- Permite obtener una buena distribución del plutonio dentro de la matriz de uranio, con ausencia de islas de PuO_2 en el cerámico.
- Resulta sencillo el tratamiento de los residuos de fabricación (aún cuando fueran pastillas ya sinterizadas) por la alta solubilidad en ácido nítrico.
-Se hace necesario aplicar un proceso que permita incrementar la baja densidad aparente de los polvos para facilitar su prensado automático.

Posteriores estudios sobre este método serán llevados a cabo para permitir una mayor caracterización de los productos intermedios, una mejor microestructura de la pastilla sinterizada y, en definitiva, encontrar las mejores condiciones en las distintas etapas para conseguir su optimización.

δ_s: densidad de sinterizado.
densidad tap: densidad del polvo obtenida después de poner una cierta masa de éste en una probeta y medir su volumen luego de someterlo a 200 golpeteos en un aparato diseñado a tal efecto.

REFERENCIAS

(1) Adelfang P.; Ávila A.; Añasco R.; Marchi D.; Menghini J.: "Estudio de la coprecipitación inversa para la obtención de óxidos mixtos. Determinación de parámetros óptimos"; Asociación Argentina de Tecnología Nuclear (AATN) - XIX Reunión anual ; Buenos Aires - Argentina (Noviembre 1991).

(2) Adelfang P.; Ávila A.; Marchi D.; Menghini J.; Orosco E.: "Obtención de óxidos mixtos de $(U,Pu)O_2$ por diferentes vías: Desnitración directa usando microondas y coprecipitación inversa de soluciones nítricas. Optimización de procesos"; Asociación Argentina de Tecnología Nuclear (AATN) - XXI Reunión anual ; Mar del Plata - Argentina (Noviembre 1993).

(3) W. D. KINGERY and B. FRANCOIS, "The Sintering of Crystalline Oxide, I. Interactions Between Grain Boundaries and Pores", Proc. 2nd Int.Conf. on Sintering and Related Phenomena, Notre dame, France, june 21-23, 1965 (Gordon and Breach Science Publishers,New York, 1969).

AGRADECIMIENTOS

Al Organismo Internacional de Energía Atómica (IAEA) por el apoyo económico brindado a este trabajo a través del contrato de investigación N° 6742.
A la Srta. V. Trimarco por su colaboración en la realización de los análisis de área específica.
A la sección de Química Analítica por los análisis de caracterización de la solución.

AVANCES EN EL ESTUDIO DE LAS CONDICIONES DE OBTENCIÓN DE OXIDOS MIXTOS DE URANIO Y GADOLINIO A PARTIR DE COPRECIPITACIÓN INVERSA DE SOLUCIONES NITRÍCAS.

Marchi D., Menghini J., Trimarco V.
Comisión Nacional de Energía Atómica. Unidad de Actividad Combustibles Nucleares. C.A.C.

INTRODUCCIÓN

La necesidad de incrementar el rendimiento de los reactores, ya sea por una mejor utilización del combustible a través de quemados más eficientes, o por medio de la utilización de ciclos de mayor duración, ha llevado a muchos países a desarrollar nuevos tipos de combustibles. En ambos casos, la utilización de absorbedores quemables de neutrones incorporados a las pastillas permite alcanzar dichas metas. Dentro de los materiales con estas características se encuentra el Gd_2O_3, ya que el gadolinio presenta una alta sección eficaz de captura y una relación de quemado que permite, con cálculos de diseño apropiados, acompañar el consumo de ^{235}U. En este contexto, la CNEA ha emprendido el desarrollo de combustibles de UO_2 ligeramente enriquecidos y, consecuentemente, el uso de combustibles dopados con gadolinio.

El próposito de esta investigación consiste en el desarrollo a escala de laboratorio de un método de obtención de óxidos mixtos de uranio y gadolinio para la fabricación de pastillas sinterizadas. El método seleccionado es el de coprecipitación inversa de soluciones nítricas de uranio y gadolinio con $NH_3(g)$. Dicha elección se basó en los resultados favorables logrados en trabajos anteriores con uranio y uranio-plutonio (1,2,3).

En este trabajo se exponen los resultados obtenidos hasta la etapa de prensado y algunos datos de densidad de pastillas sinterizadas. Dichos resultados se comparan con los datos obtenidos en trabajos anteriores sobre obtención de UO_2 por precipitación inversa vía ADU para estudiar la influencia tanto del cambio de algunas variables en el proceso original como del agregado de gadolinio.

MÉTODO EXPERIMENTAL Y DISCUSIÓN DE RESULTADOS

Con el objeto de obtener soluciones de $UO_2(NO_3)_2$ y $Gd(NO_3)_3$ al 0%; 2%; 4%; 6% y 8% de gadolinio sobre metal total, se disolvieron en ácido nítrico polvos de UO_2 y Gd_2O_3 en diferentes proporciones. En todos los casos la concentración de metal total fue de 300 g/l y la acidez libre, 1 molar.

Las precipitaciones se realizaron en forma inversa mediante el agregado de $NH_3(g)$ en un reactor de vidrio termostatizado a 60 °C. En los trabajos anteriores (1,2,3), el pH de precipitación se mantuvo entre 4 y 6. En este trabajo sin embargo, con el objetivo de conseguir la precipitación en forma conjunta de ADU y $Gd(OH)_3$, fue necesario determinar previamente el pH adecuado. Para ello se realizaron ensayos de precipitación de soluciones de $Gd(NO_3)_3$ con NH_4OH. En base a la curva obtenida

(Figura 1) se optó por el pH 9, dato que concuerda además con lo reportado por otros investigadores (4).

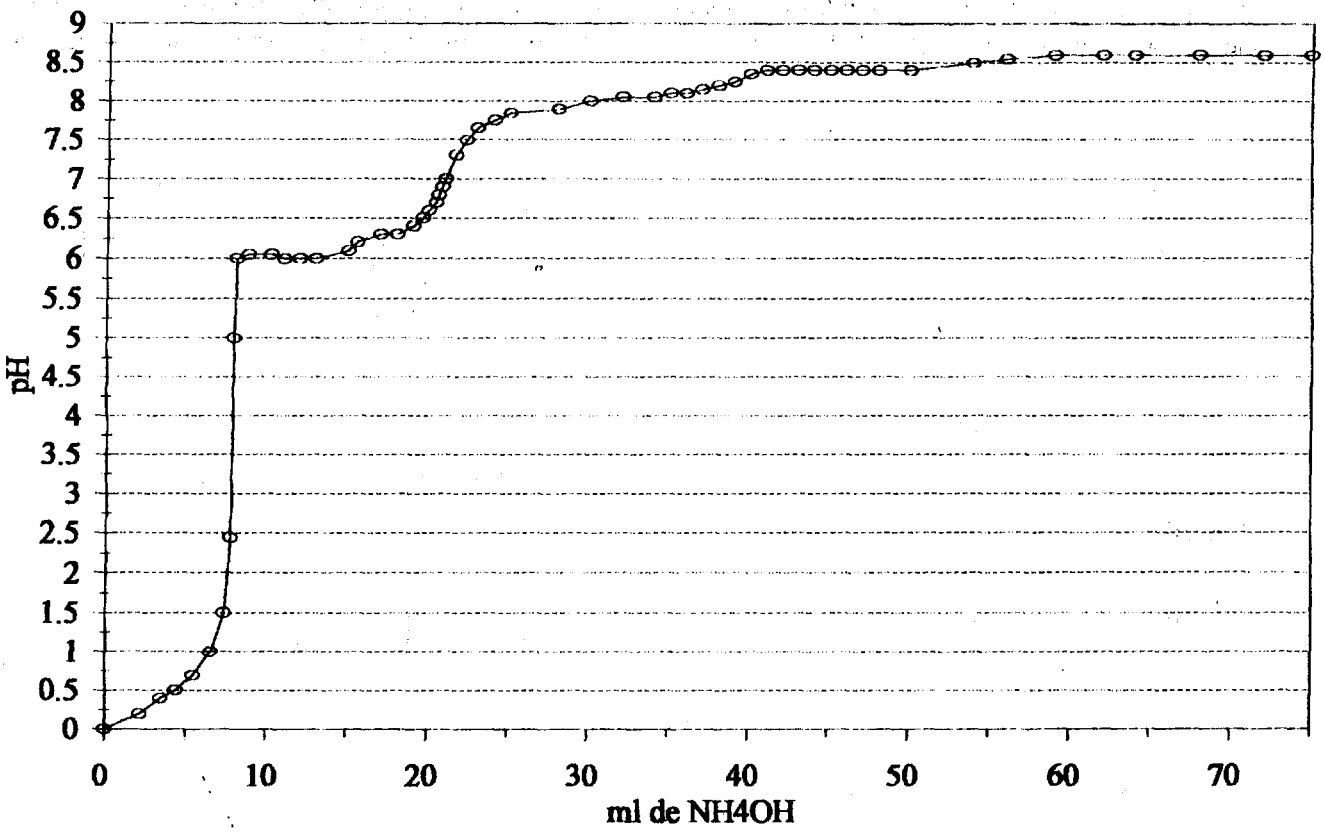


Figura 1. Curva de titulación del nitrato de gadolinio.

Los precipitados se dejaron en digestión, luego se filtraron y se secaron a 110 °C. Éstos resultaron más finos que los obtenidos trabajando a pH 4-6, y el tiempo de filtración fue mayor (pasó de 0.5 hs a 4 hs). En la Tabla I pueden observarse los datos de caracterización de los lotes de polvo obtenidos.

Tabla I

% de Gd	Diámetro medio de partículas (μ)	Área específica (m^2/g)
0	0.37	8.8
2	1.00	12.2
4	2.60	10.8
6	9.40	11.5
8	12.5	8.8

El ADU que se obtuvo por precipitación a pH 4-6 se calcinó utilizando un ciclo de calentamiento determinado. Dado que los polvos precipitados a pH 9 resultaron de menor tamaño medio de

partículas[a] y de mayor área específica[b], se realizaron ensayos preliminares de calcinación que llevaron a modificar dicho ciclo, con el objetivo de obtener óxidos estables; así, y como resultado de ello fueron calcinados en un horno tubular de bandejas con el ciclo de calentamiento que se muestra en la Figura 2.

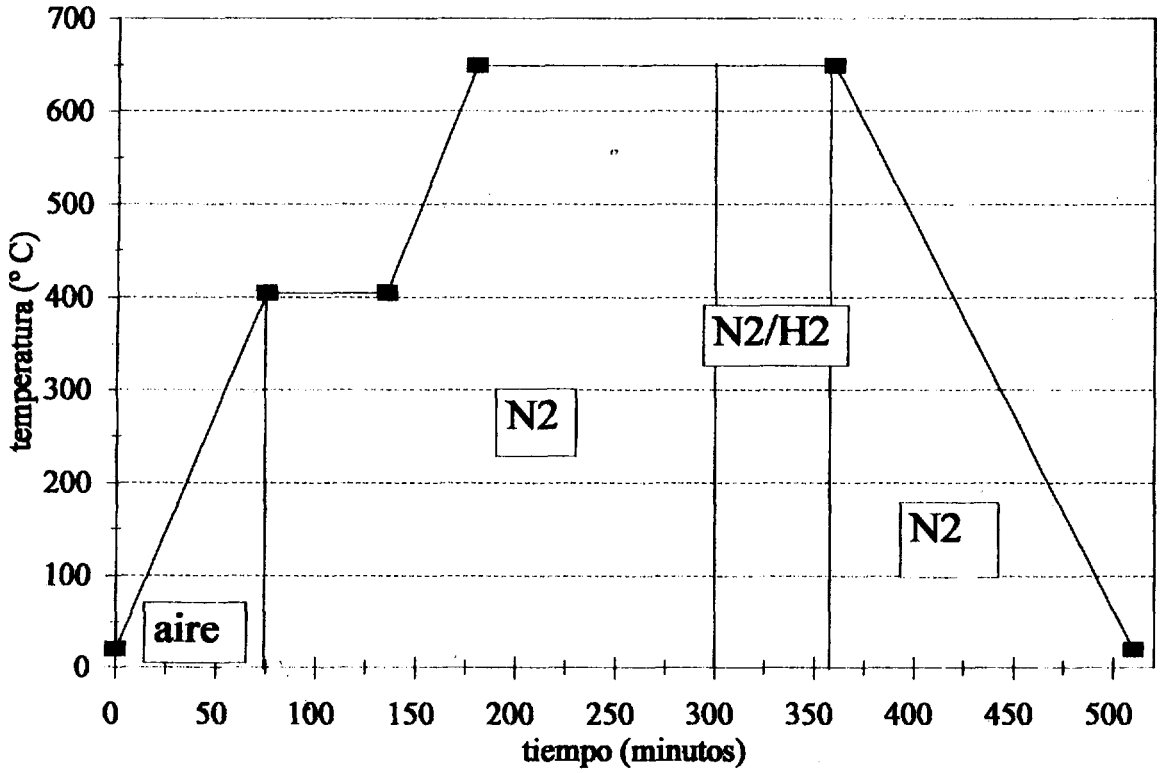


Figura 2. Ciclo de calcinación-reducción.

La caracterización de los óxidos obtenidos puede verse en la Tabla II. Se observó el incremento del diámetro medio de partículas, del área específica y de la relación O/U[c] con el aumento del contenido de gadolinio. Se comprobó mediante experimentos adicionales que la hiperestequiometría del UO_2 no fue debida a una reoxidación de los polvos . Por otro lado, se están realizando ensayos por difracción de rayos X. Los espectros obtenidos hasta el momento sugieren la posible formación parcial de solución sólida entre UO_2 y Gd_2O_3, aún a temperaturas bajas como la de calcinación (650 °C), lo cual podría justificar en cierta medida el aumento de la relación U^{+6}/U^{+4} en la red del UO_2 (5,6).

Otra característica importante de estos polvos fue la densidad tap[d], la cual disminuye a medida que aumenta el contenido de gadolinio y es, en todos los casos, muy baja. Valores bajos de densidad tap traen aparejadas dificultades en la etapa de prensado, especialmente cuando se realiza en forma automática, debido a que , en tal caso, se necesita una matriz de gran capacidad para obtener pastillas con las dimensiones convencionalmente utilizadas. Con el objeto de aumentar dicho parámetro se sometió a los distintos lotes de polvo a una etapa de molienda. Los resultados comparados de la densidad tap antes y después de moler se pueden ver también en la Tabla II. No se observaron cambios muy significativos en los otros parámetros salvo, obviamente, en el tamaño medio de partículas.

Tabla II

% de Gd	Diámetro medio de partículas (μ)	Área específica (m^2/g)	Relación O/U	Densidad tap (g/cm^3) polvo sin moler	Densidad tap (g/cm^3) polvo molido
0	0.5	3.59	2.06	1.47	2.66
2	0.4	8.30	2.09	1.13	2.54
4	0.75	9.60	2.19	0.89	2.39
6	0.8	10.22	------	0.85	2.45
8	1.15	10.67	2.24	0.67	2.26

Cada lote se dividió en tres y se prensó en una prensa manual a tres presiones: 1.9, 2.4 y 4.3 MPa lubricando la matriz con aceite vegetal. Se obtuvieron aproximadamente 30 pastillas por lote. Las densidades en verde obtenidas pueden verse en la Tabla III. Como era de esperar, la densidad en verde disminuye con el aumento del contenido de gadolinio.

Tabla III

	Datos de densidad en verde (g/cm^3)		
% de Gd	Presión = 1.9 MPa	Presión = 2.4 MPa	Presión = 4.3 MPa
0	5.56	5.72	6.07
2	5.29	5.47	5.96
4	5.18	5.37	5.78
6	5.10	5.28	5.74
8	4.92	5.16	5.64

Se realizó un ensayo de sinterizado en un horno tubular de alúmina bobinado con alambre de molibdeno. El calentamiento fue controlado mediante un dispositivo electrónico Programador-Controlador. El ciclo de sinterizado utilizado fue el de la Figura 3 y los resultados obtenidos se muestran en la Figura 4.

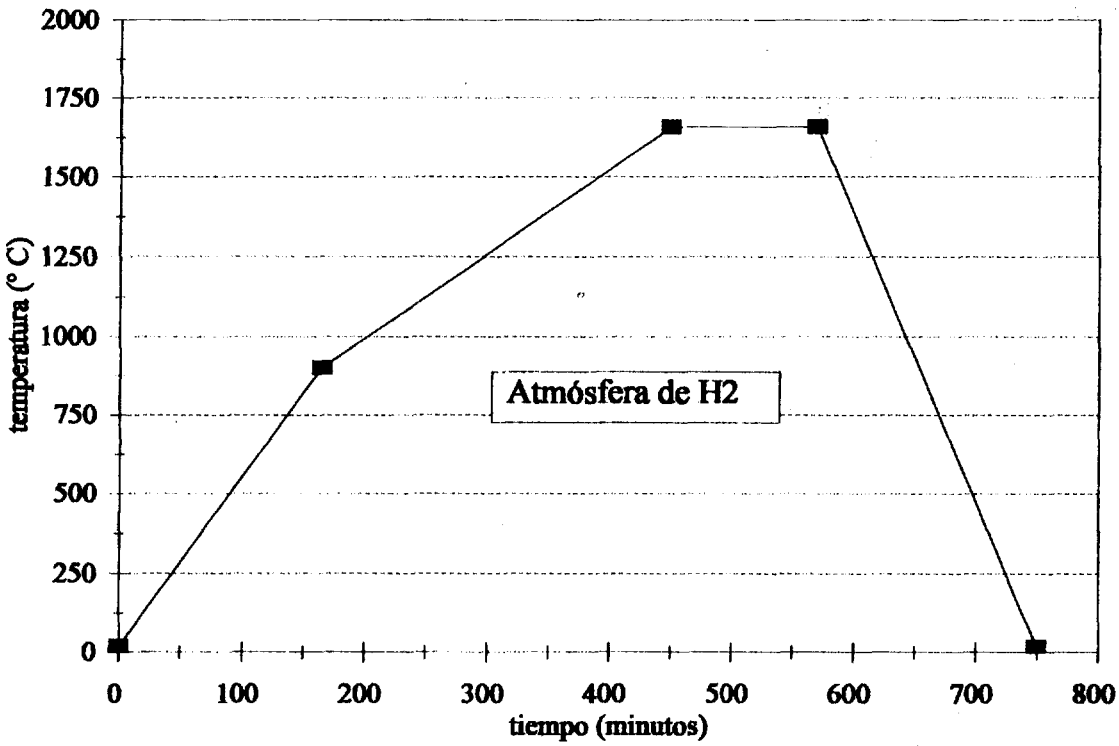


Figura 3. Ciclo térmico de sinterizado.

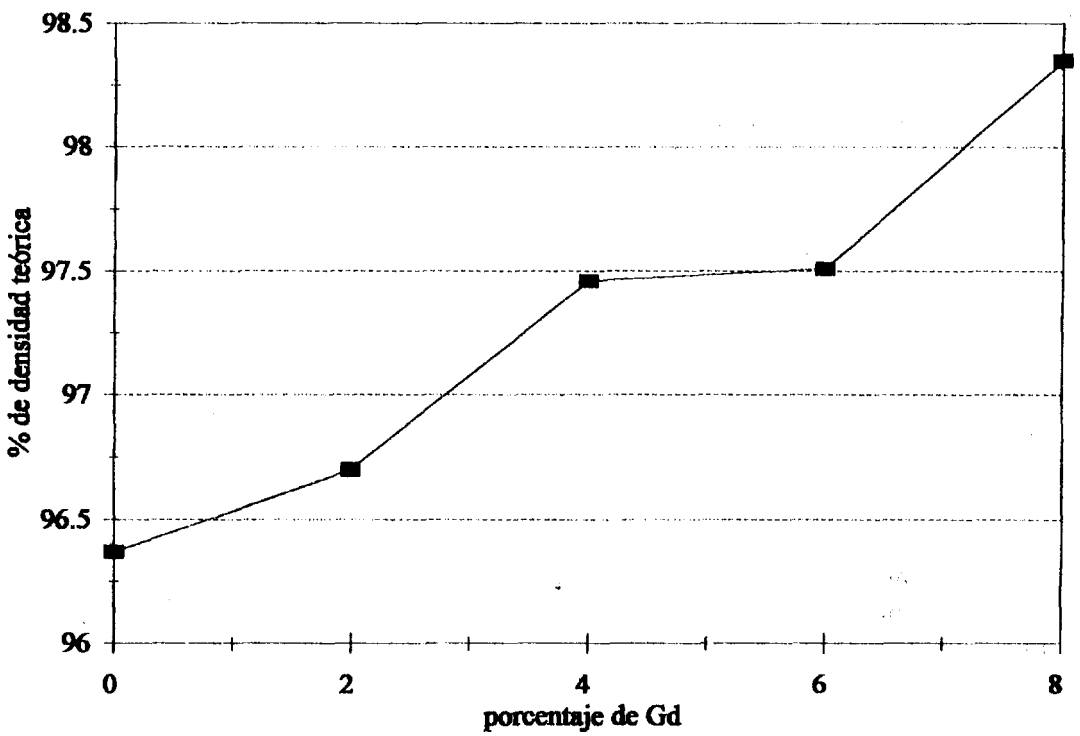


Figura 4. Efecto del contenido de gadolinio en la densidad de las pastillas sinterizadas.

En el primer ensayo de sinterabilidad efectuado y debido a la limitada capacidad del horno, no pudieron obtenerse datos como para un estudio estadístico de los mismos (y por ende, conclusiones definitorias). Sin embargo, ellos fueron comparados con trabajos de otros investigadores (4) a fin de analizar si estos primeros resultados presentaban alguna semejanza, o bien, marcadas diferencias con los otros autores.

De dicha comparación resulta:

-Similar valor de las densidades obtenidas

-Similar distribución de la curva de densidad vs. %de gadolinio en la pastilla sinterizada

Estos valores serán analizados con más detalle cuando se completen los ensayos de sinterabilidad con el resto de las pastillas ya prensadas.

CONCLUSIONES

De los ensayos efectuados para obtener polvos mixtos de $(U,Gd)O_2$ por este método puede concluirse que:

- Al pH elegido, el precipitado no presentó en ningún caso inhomogeneidad de color, lo cual indicaría la no formación de diferentes fases de precipitación.

- El polvo obtenido presentó una elevada relación U^{+6}/U^{+4} probablemente debida a la formación de solución sólida durante la etapa de calcinación-reducción.

- Dadas las características del polvo, no se observaron dificultades durante la etapa de prensado. Por otro lado, los resultados del ensayo de sinterizado efectuado indican la posibilidad de obtener pastillas sinterizadas de alta densidad.

En futuros trabajos se realizarán otros ensayos de sinterizado, se estudiará la microestructura de las pastillas obtenidas, y se profundizará en el tema de la formación de solución sólida en las mismas.

NOTAS

a) La distribución del tamaño de partículas fue medida utilizando el método de sedimentación monitoreado por rayos X.

b) Las determinaciones del área específica fueron realizadas por el método BET de un punto.

c) Las determinaciones de la relación O/U fueron realizadas por espectrofotometría.

d) Densidad tap: es la relación entre la masa de un polvo y el volumen que ocupa luego de someterlo a doscientos golpes calibrados.

REFERENCIAS

(1) Adelfang P., Añasco R., Ávila A., Marchi D., Menghini J. "Estudio de la coprecipitación inversa para la obtención de óxidos mixtos. Determinación de parámetros óptimos". A.A.T.N. (Nov. 1991) XIX Reunión Anual. Buenos Aires-Argentina.
(2) Adelfang P., Ávila A., Marchi D., Menghini J., Orosco E. "Obtención de óxidos mixtos de $(U,Pu)O_2$ por diferentes vías: Desnitración directa usando microondas y coprecipitación inversa de soluciones nítricas. Optimización de procesos". A.A.T.N. (Nov. 1993) XXI Reunión Anual. Mar del Plata-Argentina.
(3) Adelfang et. al. "Laboratory-scale developments of mixed oxides-fuel preparation methods of coprecipitation of uranium and plutonium". I.A.E.A. Agency Research Contract No. 6742. Final Report (Mar. 1996).
(4) Riella H. G., Durazzo M., Hirata M. and Nogueira R. A. "UO_2-Gd_2O_3 solid formation from wet and dry processes". Journal of Nuclear Materials 178 (1991) 204-211.
(5) Beals R. , Handwerk J. H. "Solid solutions in the system urania-rare earth oxides: I, UO_2-$GdO_{1.5}$". Journal of The American Ceramic Society. Vol. 48, No. 5 (1965) p. 271.
(6) Ho S. M. and Radford K. C. "Structural Chemistry of solid solutions in the UO_2-Gd_2O_3 system". Nuclear Technology. Vol. 73. p. 350. June 1986.

AGRADECIMIENTOS

Al Sr. M. Giorgi por habernos facilitado la prensa para la realización de los ensayos correspondientes.
A la sección de Química Analítica por su asesoramiento en la realización de las determinaciones analíticas.
Al Sr. D. Hermida y a la Sra. G. Leyva por los análisis de difracción de rayos X.
Al sector P.E.C.A. por su colaboración en la realización del ensayo de sinterizado.

APLICACIONES DE NANOENCAPSULADOS RADIACTIVOS

Enrique Pasqualini, Pablo Adelfang
Depto. Combustibles Nucleares, Centro Atómico Constituyentes
Comisión Nacional de Energía Atómica

Resumen:

La volatilización simultánea de carbón y compuestos metálcios en una atmósfera inerte produce el encapsulamiento de estos últimos en material grafítico de dimensiones nanoscópicas. Se pueden encapsular materiales radiactivos (1) u otros que peuden ser activados a posteriori. Se describe la potencialidad de estos nuevos materiales compuestos para su aplicación en la elaboración de elementos combustibles nucleares, en el tratamiento de residuos nucleares y en medicina nuclear.

(1) Pasqualini, E.; Adelfang, P. & Núñez Regueiro, M., J. Mat., 1996, in press

AR9700032

STUDIES ON NEUTRON NOISE DIAGNOSTICS OF CONTROL ROD VIBRATIONS BY NEURAL NETWORKS

G. Roston*, R. Kozma*, M. Kitamura*, N.S. Garis†, I. Pázsit†

ABSTRACT

This work is focussed on the study of a neutron noise based technique for the diagnostics of reactor core internal, in particular, excessively vibrating control rods. The use of a combination of physical models and neural networks offers an alternative way of performing the inversion procedure.The application of a neural network technique to determine the rod position from the detector spectra is much faster, more effective and simpler to use than the conventional method.

INTRODUCTION

It is a common engineering knowledge that alterations in vibration patterns of mechanical structures are a good indicator of incipient structural failures. This recognition has led to the setting up of vibration monitoring systems at equipment such as power plants, turbines, engines, etc., wherever component breakdown would entail considerable damage and expense. The ubiquity of vibrations in engineering equipment extends also to nuclear power plants. Evidence of neutron flux fluctuations caused by mechanical vibrations of control rods, were found in PWR, BWR and PHWR.

Monitoring these vibrations via existing in-core neutron detectors have definite advantages. Detectors positioned within the core, have proved their capability for detecting neutron flux fluctuations and form part of the standard plant instrumentation for performing local power monitoring. The increase of safety and availability in a nuclear power plant can be expected by the construction of additional instrumentation or safety systems.. On the contrary, is better to gain more information by the existing systems, evaluating the existing data in a manner which can be clearly understood.

Vibration per se is not necessarily bad if its amplitude and the associated forced are within acceptable limits. Changes in the vibration induced neutron patterns could be an indicator of incipient structural failures.

Concerning the diagnostics procedure, it consists of two steps as follows:

A direct task: Calculation of the neutron noise as a function of the vibrations parameters.

*Quantum Science and Energy Engineering Department.Tohoku University
Aramaki-Aza, Aoba, Sendai 980-77, JAPAN
†Department of Reactor Physics, Chalmers University of Technology
S-412 96 Göteborg, SWEDEN

An inverse task: Expression of the driving source from the solution for the neutron noise. In other words, instead of solving an equation, it has to be reconstructed.

VIBRATION MONITORING METHODOLOGY

In the direct problem, according to the one-group diffusion core model and the Galanin-type rod model used in [1] – [3] , the vibration induced noise can be written as follows:

$$\delta_\phi(r,\omega) = \frac{\gamma}{D} * \epsilon_x(r,\omega)G_x(r,r_p,\omega) + \epsilon_y(r,\omega)G_y(r,r_p,\omega) \quad (1)$$

For three neutron detectors at r_i , i= 1, 2, 3, denoting $\delta_{\phi_i}(\omega) = \delta_\phi(r_i,\omega)$, the detector signal auto power spectral density (APSD) and cross power spectral density (CPSD) are determined from the formula:

$$APSD_{\delta\phi_i}(\omega) = \frac{\gamma^2}{D^2} * [G_{ix}^2 S_{xx} + G_{iy}^2 S_{yy} + 2G_{ix}G_{iy}S_{xy}] \quad (2)$$

$$CPSD_{\delta\phi_i\delta\phi_j}(\omega) = \frac{\gamma^2}{D^2} * [G_{ix}G_{jx}S_{xx} + G_{iy}G_{jy}S_{yy} + (G_{ix}G_{jx} + G_{jx}G_{ix})APSD_{\epsilon_x\epsilon_y}] \quad (3)$$

The core model used for the calculation of the Green's function was based on the power reactor approximation. This Green's function was defined through the Poisson-type equation which in the two dimensional cylindrical model leads to the simple real analytical solution:

$$G(r,\omega,r_0,\omega_0) = -\frac{1}{4\pi} * log\,[\frac{R^2 + (\frac{rr_0}{R})^2 - 2rr_0cos\varphi}{r^2 + r_0^2 - 2rr_0cos\varphi}] \quad (4)$$

Regarding the displacement spectra, it was derived in [2] from a realistic model of random pressure fluctuations, as the driving forces for the rod motion. The possible variety of the displacement component spectra can be parametrized by two variables,an ellipcity (anisotropy) parameter k and the preferred direction of vibration α as:

$$\begin{aligned} S_{xx} &= 1 + k * cos2\alpha \\ S_{yy} &= 1 - k * cos2\alpha \\ S_{xy} &= 2 * sin2\alpha \end{aligned} \quad (5)$$

In this model, all neutron noise spectra are real. Hence, one can work with real arithmetics.

NEURAL NETWORK BASED LOCALIZATION TECHNIQUE

Neural network are parallel data processing system with efficient input-output mapping capabilities. Its model design consists of a training procedure where a learning paradigm computes the appropiate connections weights to represent the non-linear input-output relationship of the data set.

A neural network can solve an inverse task and this way of solving is independent of the nature of the problem. In other words, the use of neural networks offers an alternative way of performing the inversion procedure. Only results from the direct problem are

necessary for the training of the neal network. So, more realistic core models can be used in the computational solving of the direct task.

Neural networks have been used in the nuclear engineering field for parameter diagnostics. These pilot studies include diagnostics of steam generators, vibration properties, sensor validation, valves, feedwater flow, among others [4],[5].

A method to estimate the location of a vibrating absorber rod based on the localization curves derived directly from the spectra of neutron flux noise measured by in-core neutron detectors is used to supply training data for elaborating the network based localization method [3].

Using the equations for the APSD , CPSD and the displacement spectra, noise data corresponding to given vibration parameters can be generated. These data, if varied enough such that the possible domain of vibration positions and trajectories is sufficientlly well covered, can serve for the training of a neural network to perform localization.

IMPLEMENTATION OF THE METHOD

In this study, we used a three layer feed-forward network with error backpropagation implemented in a Fortran environment [3]. The network structure chosen consists of 6 or 10 input nodes for the case of 3 or 4 detectors respectively and 7 output nodes. The output is supposed to give the rod position. The learning procedure is based on error backpropagation algorithm using the generalized delta rule.

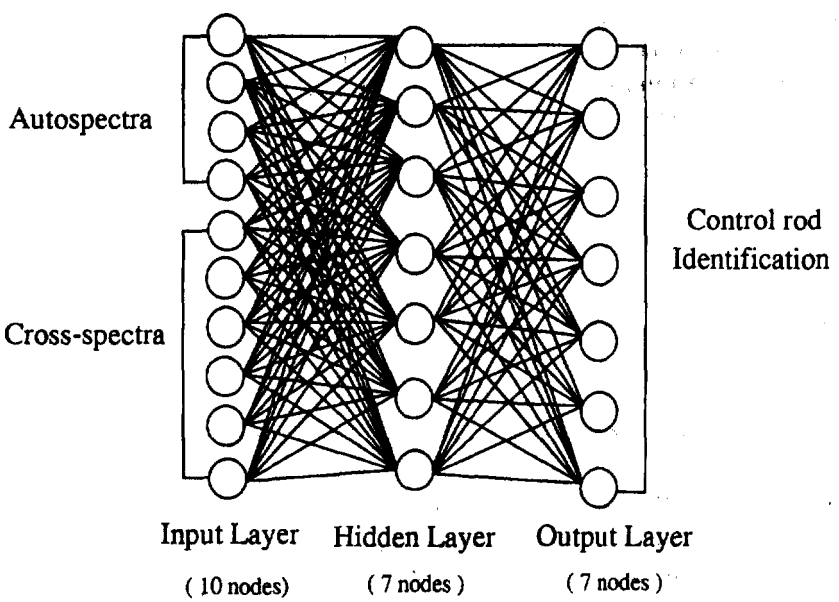


Figure 1. Structure of the implemented neural network

The generation of the input data is done by selecting randomly different vibration patterns by the values of k, α and also the control rod number to cover the entire range

of vibration parameters and different rod positons. Simulation of background noise is possible by adding a Gaussian noise to each input spectrum data.

The training procedure stops when the total root mean square (rms) output error, difference between the actual and desire output vectors, averaged over all training patterns of the algorithm, reached a user-defined acceptable value. After the training, a number of new input data were given to the network in order to investigate the successs rate, that is the proportion of correct identification out of all identifications.

The identification procedure is such that the rod, corresponding to the output value with the highest value is selected as the vibrating one.

Some results of the efficiency of the trained network are displayed in Table I which shows the succes rate and the reliability ratio (ratio of non-rejected identifications to the total number of identifications) with 3 and 4 detectors for different number of nodes in the hidden layer. The rejection criteria is based on a confidence parameter (x,y) introduced in [3]. x is the numerical value of the largest otput node and y is the ratio of x to the second largest node value. Those identifications which both values of x and y are lower than 0.6 are rejected.

Table I. Results of the implemented neural network

3 detectors				4 detectors			
Nodes	rms error	Succes ratio	Reliab.ratio	Nodes	rms error	Succes ratio	Reliab.ratio
7	0.07	98.28	45.18	6	0.05	99.51	93.57
8	0.07	98.77	77.68	7	0.05	99.83	97.12
9	0.07	98.33	65.39	9	0.05	99.77	97.13
10	0.06	98.77	86.47	10	0.05	99.69	95.53

CONCLUSIONS AND FUTURE WORK

The expected contribution of this study is to get higher safety, better diagnosis interpretation and understanding of phenomena by means of a proper use of neutron signals analysis and neural networks.

Neural networks have the potential of providing an effective solution for the localization problem. A trained network yields a guess for the rod position directly, one can utilize the redundancy of several detectors easily, leading to a better performance, and once trained, the speed of identification is independent of the degree of complication and computing demand of the transfer functions. The selection procedure is very fast, thus the method can be applied on line.

In order to apply this method to a more realistic case we should try to eliminate any single faulty identification. In this way, some work regarding the reliability of a single classification procedure is needed to increase the confidence of the decision. In order

to get 'high reliability' in the diagnostic procedure is necessary to study another neural structure to compare with the implemented one. Research is going in that direction.

Symbols

γ : rod strength
r_p : equilibrium rod position
ϵ_x : vibrations components in the frequency domain
ϵ_y : vibrations components in the frequency domain
G_x : spatial derivatives with respect of x_p of the Green's function
G_y : spatial derivatives with respect of y_p of the Green's function
(r, φ) : detector coordinates
(r_0, φ_0) : rod coordinates
R : core radius

References

[1] I. Pázsit and O. Glöckler: On the Neutron Noise Diagnostics of PWR Control Rod Vibrations I. Nucl.Sci. Engng. 85, 167.

[2] I. Pázsit and O. Glöckler: On the Neutron Noise Diagnostics of PWR Control Rod Vibrations II. Nucl.Sci. Engng. 88, 77.

[3] I. Pázsit, N. Garis and O. Glöckler: On the Neutron Noise Diagnostics of PWR Control Rod Vibrations IV: Application of Neural Networks. Accepted for publication in Nucl.Sci.Engng.(1996).

[4] R. Uhrig: Integrating neural network technology and noise analysis. Prog.Nucl.Energy (UK) 29, (1995).

[5] I. Pázsit and M. Kitamura: The role of neural network in reactor diagnostics and control. To appear in Advances in Nuclear Science and Technology (1996).

ADVANCED CERAMIC CLADDING FOR A NEW GENERATION OF HIGH-TEMPERATURE RESISTANT NUCLEAR FUEL ELEMENTS

Author: **Horacio E. Nassini (*)**

1. INTRODUCTION

Nowadays, there is a broad international consensus in the nuclear community with regard to the competitiveness of next-generation fission power plants (NPPs), indicating that it will be mainly based on achieving considerable improvements both in **safety** and **economy** of current operating reactors.

Safety improvements are principally addressed to re-gain the public confidence on nuclear energy, by reducing significantly -at least in one order of magnitude- the **risk of severe accidents** in two complementary ways: **(1)** by decreasing their **probability of occurrence** (use of passive safety principles, improvements in the man-machine interface); **(2)** by designing efficient systems and devices intended to **mitigate the hypothetical consequences** of such very infrequent events (stronger containment, core catcher concepts).

On the other hand, several alternatives are being already implemented for increasing the economic performance of current NPPs, involving different topics like higher thermal efficiency and longer lifetime of plants, use of standardized designs and lower costs of nuclear fuel cycle.

In order to fulfill simultaneously these two challenging objectives, several concepts of so-called **"advanced reactors"** are being developed in different countries, which are typically categorized in **evolutionary**, **passive**, and **innovative systems**. Despite of significant differences in their respective design philosophies, **none of alternatives presently under evaluation involves relevant changes neither in the core design nor in the replacement of current structural and fuel materials**.

An innovative and qualitatively different approach is proposed by the author, based on the idea that the fuel elements (FEs) for such advanced systems should be able to withstand much higher operating temperatures than the present-generation Zry-cladded UO2 FEs. As it will be shown, a meaningful increase in the **design** (normal reactor conditions and transients) and **safety** (accidents) temperature limits of FEs could greatly contribute to the competitiveness of future NPPs, both in terms of safety and economy.

In the following, the fundamentals of this innovative proposal are briefly described and the main conclusions of a **preliminary** Technical Feasibility Analysis are presented. On the basis of an extensive bibliography searching, a theoretical study was performed by the author in order to: (1) evaluate the potential benefits of changing the current **Zry fuel cladding** by an **advanced ceramic material,** (2) select the most promissory materials for this substitution (**prime candidates**), and (3) define the possible **routes** of ceramic cladding processing with technologies currently available.

(*) U.A. Tecnología de Materiales y Dispositivos
CENTRO ATOMICO BARILOCHE- CNEA

2. FUNDAMENTALS OF PROPOSAL

While different Zry materials used for nuclear fuel cladding (typically **Zry-2** for BWR fuel and **Zry-4** for PWR and PHWR fuels) have proven to be very reliable in over 30 years of service in commercial water reactors throughout the world, they do have **three** significant drawbacks when are exposed to high temperatures in an oxidizing environment:

(1) the mechanical strength drops sharply above 500-600 °C;
(2) they show high reactivity with steam (especially above 800-900 °C);
(3) they melt at relatively low temperatures (1760-1960 °C) as compared to the ceramic fuel which contain (2800 °C).

This unfavorable high temperature behavior -which was known since the beginning of nuclear era- imposed serious constraints to designers of current NPPs, affecting the objectives of safety and economic efficiency in different ways:

Firstly, the mechanisms of long-term degradation acting on Zry cladding exposed continuously to moderately high temperatures (corrosion and creep) prevent a meaningful increase in the core exit coolant temperatures above present temperature levels (340-350 °C), restricting considerably the improvements to be reached in the efficiency of NPP thermal cycle.

On the other hand, in the case of an hypothetical accident, the Zry cladding exposed to a transient overheating leads to the FE failure in a early phase of accident, producing the loss of first fission product barrier. Furthermore, if reactor core is not recovered soon and temperatures continue to raise, the failed Zry cladding reacts exothermically with steam producing yet more heat, thus exacerbating the increase of core temperatures and the severity of damage. Additionally, the metal-water reaction produces hydrogen gas which is highly flammable and could yield to the formation of explosive mixtures. Finally, molten Zry relocates at lower core levels producing strong flow blockages; during this relocation process, the molten Zry also dissolves important amounts of UO2 at temperatures well below of its melting point.

In order to avoid those harmful effects, the present safety criteria for NPPs demand that the core protection systems are able to prevent that Zry peak temperature exceeds -in any accidental situation- **1200 °C**. As in modern water reactors, the time available before reaching this temperature level is only of **a fraction of one hour** for some design basis accidents (large LOCAs), the design requirements on the engineered safety features become very stringent, demanding high levels of complexity, redundancy and -then- cost.

In consequence, a meaningful increase in the maximum allowable FE operating temperatures (both design and safety limits) represents a highly desired objective for designers of advanced reactors (Ref. [1,2]), making possible a significant enlargement of current design flexibility, either increasing the normal reactor operating temperatures or, if they are kept constant, increasing the thermal margins of reactor cores. For any of these alternative ways, a great contribution to a better competitiveness of nuclear energy could be achieved, e.g. by increasing the thermal efficiency of plants, simplifying the design of engineered safety features and/or allowing simpler patterns of fuel managements.

As presently-specified FE temperature limits are clearly imposed by the unfavorable behavior of Zry material (design and safety limits of fuel material are reached at quite

higher temperatures), the only possibility to make an appreciable progress in such direction consists of changing the Zry material by an advanced one that should be able to: **(a)** operate **continuously** at moderately high temperatures (we say in the range **600-800 °C**); **(b)** retain the strength capability and chemical stability if exposed to temperatures **higher than 1200 °C** during short times.

Taking into account that Zry behavior at high temperatures is common to almost all metals used in structural applications, the only alternative available for that substitution seems to be the use of **ceramic materials**, because they present an unique combination of inherent mechanical and chemical properties that would permit to fulfill the two newly-specified functional requirements (high melting point, good specific mechanical strength and stiffness, dimensional and chemical stability).

Nevertheless, it is well-known that **classical ceramic materials (monolithic ceramics)** show very unsuitable strength characteristics (brittleness, very low damage tolerance) and it inhibits the possibility of using them for components so critical to reactor safety like fuel cladding, in which a **high level of reliability** must be assured in order to minimize FE failures and fission product releases.

On the other hand, a great progress has been made in the last twenty years on development of **advanced ceramic materials** with improved mechanical properties. By means of a proper microstructural design, these advanced materials are able to overcome the unfavorable features of classical ceramics, showing novel and very attractive performance characteristics (great toughness and insensitivity to notches) in such that the problem of catastrophic and unpredictable failures in structural parts can be greatly reduced.

Among recently developed advanced ceramics, **ceramic matrix composites (CMC) with continuous fiber reinforcement** are being considered as prime candidates for a number of structural applications at high temperatures, including the most highly-loaded components of future nuclear fusion reactors. The term **"ceramic matrix composite"** used in this paper refers to the class of material with tailored properties, in which a **preform** of continuous ceramic fibers of high performance (orientated parallel to direction of applied loads) is infiltrated with a ceramic **matrix**, while a thin and compliant fiber-matrix **interfacial layer** is added to optimize the mechanical properties.

In the next, the main steps and preliminary conclusions of an initial screening investigation performed by the author are presented. It was intended to review the state-of-art in the performance of **CMC materials** and their respective **processing methods**, with the objective to explore the possibility to apply them for the design of this new-generation of ceramic cladding.

3. PRELIMINARY TECHNICAL FEASIBILITY STUDY

3.1. Definition of Functional Requirements

As first step of analysis, the major requirements to be fulfilled by the **prime candidate CMC**, as well as by the **processing method** needed to get the desired geometry and dimensions of cladding tubes were defined.

For this purpose, it was assumed that advanced reactors will be mainly based on the well-proven technology of modern water reactors. Then, the use of light or heavy **water** as primary coolant limits considerably the searching scope, eliminating those advanced ceramics with poor aqueous corrosion resistance (e.g. **C-C composites**).

The **performance objectives** for the initial screening investigation were qualitatively defined as follows:

(a) the prime candidate CMC must behave **at least as good as** Zry during **normal** reactor operating conditions (similar reliability level);

(b) it must behave **much better** than Zry in the case of **hypothetical accidents**.

Simultaneously, the **CMC processing method** must be able to produce (in mass scale and with reasonable costs) small diameter ceramic tubes (O.D. = 10-14 mm approximately), with thickness of about 1 mm, and very stringent requirements of tolerances and surface finishing. Additionally, it must be assured the feasibility of sealing both tube ends (ceramic-ceramic joints) and the cladding hermeticity during all lifetime (very low gas permeability).

3.2. Selection of Prime Candidate CMCs

In order to quantify the performance requirements given below, a menu with the major performance-related **mechanical**, **physical**, **chemical** and **nuclear** properties was elaborated. The properties selected as a basis for comparison are shown in TABLE 1, and they are considered as the most relevant ones for the behavior of ceramic cladding, both in **normal** reactor operating conditions (moderately high temperatures and extended times), and in case of **severe accidents** (very high transient temperatures during short times).

On the basis of an extensive literature searching, with especial emphasis in the potential use of CMCs for the future fusion systems, it was concluded that, in principle, there are **two** alternatives which could be considered to meet the above mentioned performance requirements:

One of prime candidate materials is a **non-oxide ceramic** composed by a silicon carbide (SiC) matrix reinforced with continuous fiber tows made with the same material (in the following it will be called **SiC-SiC composite**). The second promissory alternative is an **all-oxide ceramic**, consistent of both reinforcing fibers (single or polycrystalline) and matrix made of alumina (Al2O3) or alumina toughened with zirconia (ZrO2), which will be identified in the next as **oxide-oxide composite**.

While both reinforcing fibers -whose main characteristics are summarized in TABLE 2- show excellent mechanical properties in all range of estimated cladding temperatures (from R.T. to about 1400 °C), it is possible to detect some major differences in the theoretical behavior expected for the two prime candidate materials. These potential differences are qualitatively described below, but they should be clarified in a much more depth in future analysis.

SiC-SiC composites are clearly the most developed advanced ceramics for structural applications at high temperatures (especially for uses in defense, aerospace and aeronautic industries). They are known to have high **specific** strength and stiffness, high-temperature stability (decomposition temperature = 2830 °C) and adequate corrosion

resistance (at temperatures below 1200 °C), while their relatively high thermal conductivity (K = 0.25 W cm^{-1} at 200 °C) and low coefficient of thermal expansion (α = 3.8 x 10^{-6} $°C^{-1}$ at 200 °C) result in favorable thermal shock resistance compared to other ceramic materials (Ref.[3,4]). Potential drawbacks of this material for nuclear application could arise from its unknown neutron irradiation stability and the chemical instability showed at very high temperatures (over than 1200 °C), where it is expected to react with steam and oxides (fuel material).

Oxide-oxide composites are much less developed than SiC composites, but they clearly have the maximum potential for uses at very high temperatures (over than 1400 °C) in oxidizing environments, due to their chemical inertness (Ref.[5,6]). Nevertheless, the development of all-oxide composites with useful thermal and mechanical characteristics may be hampered by difficulties in processing (infiltration of continuous fiber pre-forms with sufficient matrix material), relatively low thermal conductivity at operating temperatures and reduced resistance to thermal shocks.

3.3. Processing Routes for CMC Tubes Manufacturing

Even tough the two advanced composites previously selected are predicted to well-behave in a nuclear fission environment, the technical feasibility to use them as fuel cladding could be conditioned by the availability of a suitable processing method needed to shape a very complex component (tubes with small diameter and thickness), with high manufacturing quality requirements, e.g. tolerances and surface finishing.

In general, CMCs are processed by the following common steps:

(1) lay-down of continuous fiber reinforcement with the desired architecture (preform);

(2) coating of fiber preform with a compliant material intended to obtain a weak interfacial layer between reinforcing fibers and matrix;

(3) infiltration of fiber preform with an adequate matrix precursor and subsequent **consolidation** of it (curing);

(4) matrix **densification** by means of successive infiltration-curing cycles;

(5) if necessary, **external coating** of finished part for improving its surface finishing and/or hermeticity.

Related with the specific characteristics of **CMC tubes** processing, the following aspects are considered to be relevant:

(a) The most suitable lay-down method for arranging continuous fiber tows in a cylindrical pattern is the **filament winding** technique, in which fiber tows are wound over a rotating male mandrel (see FIGURE 1) in a helical movement with the helix angle being chosen to suit the application (taking into account the direction of applied loads). Filament winding process permits to change the winding tension and wind angle in each layer of reinforcement until the desired thickness of component is achieved (Ref.[7]).

(b) The infiltration of cylindrical fiber preforms may be carried out by using **two different routes** (which are valid for both selected prime candidate materials):

(1) use of **gaseous precursors,** by the chemical vapour infiltration method (CVI);

(2) use of **liquid precursors,** by applying any of several available alternatives (sol-gel, directed melt oxidation, polymer impregnation-pyrolysis)

In summary, processing methods of CMCs appear to be the most critical point to elucidate the technical feasibility of using modern ceramics as fuel cladding, taking into account that **manufacturing quality requirements** presently specified for such nuclear components are very stringent. At present state-of-art in CMC processing, it is apparent that none of commercially available shaping methods meets all of those quality requirements, but a critical review of them should be performed at first, in order to detect possible over-conservatisms.

Nevertheless, as the progress obtained in the CMC area during the last few years has been very impressive and it is predicted to continue with similar rates in the near future, it is possible to conclude that the technology necessary to produce the proposed ceramic cladding could become -very probably- available in a time schedule compatible with the massive deployment of new-generation NPPs (over than 20 years).

4. CONCLUDING REMARKS

The alternative to replace the present Zry fuel cladding by an advanced CMC for a new generation of high-temperature resistant FEs is considered to be a very attractive idea for designers of advanced reactors, in order to improve significantly their safety and economy.

On the basis of considering the most conservative situation to use water as primary coolant of such advanced reactors (oxidizing environment), at least **two** CMC materials (SiC-SiC and oxide-oxide systems) appear to meet the necessary strength capability and chemical stability to behave much better than Zry at high temperatures. Nevertheless, if the possibility to change the primary coolant is also considered, e.g. by using **helium** gas, the list of prime candidate materials could be considerably increased, e.g. including carbon-based composites.

If this superior behavior of ceramic cladding is effectively demonstrated by experience (through extensive "out-of-pile" and "in-pile" validation Programs), and advanced processing methods are promptly developed to produce these nuclear components with satisfactory levels of manufacturing quality, reliability and reasonable costs, very important improvements could be achieved in the competitiveness of future NPPs.

Some topics that could greatly enhance the safety and economy of those advanced reactors are:

* ceramic cladding would be able to withstand much higher normal operating temperatures, allowing a significant increase in the core exit coolant temperatures and then improving the thermal efficiency of plants;
* in case of accidents, it would permit to retain the structural integrity of FEs up to longer times in the course of accident, increasing the time available for the ECCS and human intervention. Additionally, the Zry cladding bursting predicted to occur in some design basis LOCAs would not occur due to the much greater strength of ceramic material at high temperatures, eliminating then the flow blockage penalties related to steam cooling after a LOCA;
* the elimination of metal-water reactions would significantly reduce the heat sources during the accident, decreasing the rate of core temperature rise. Due to the absence

of hydrogen generation, one of more significant benefits would be to lead directly to more conservative, simpler and cheaper containment designs and the elimination of special systems now considered for hydrogen mitigation;

* a considerably higher allowable peak cladding temperature would be possible, since it would not have to be limited to 1200 °C, but it could approach the melting point of the ceramic material (**over than 1800 °C**), with the following potential consequences:
  - reduction in the high pressure and low pressure ECCS capacity;
  - relaxation in the diesel generation start time for the ECCS;
  - increase in fuel management flexibility by allowing higher peaking factors and offering the possibility of simpler fuel shuffling patterns;
* **potentially**, ceramic cladding would be able to survive the absence of primary coolant without fuel damage, eliminating then the need to replenish the voided core (capability to dissipate the decay heat by radiation). In this case, the ECCS system could be directly eliminated.

For all these reasons, it seems to be interesting to undertake a more detailed **Technical and Economic Feasibility Analysis**, in order to account more precisely the probable consequences of this proposal, along with a **Material R&D Program** directed specifically to explore this potential use of advanced CMCs. This Program could be carried out as a complement of great efforts presently invested in the ambitious material Programs for nuclear fusion systems.

5. REFERENCES

[1] Nuclear Engineering International (November 1988).

[2] IAEA Proc. Series: "Advanced Nuclear Power Systems: Design, Technology Safety and Strategies for their Deployment" (1993).

[3] S. Sharafat et al., Fusion Engineering and Design **29** (1995) pp. 411-420.

[4] N.M. Ghoniem, Journal of Nuclear Materials **191-194** (1992) pp. 515-519.

[5] L.C. Lev and A. Argon, Mat. Science and Eng. **A195** (1995) pp. 251-261.

[6] R. Raj, Journal American Ceramic Soc **76** [9] (1993) pp. 2147-2173.

[7] L.M. Sheppard, Advanced Mat. & Processes **132** [1] (1987) pp. 31-41.

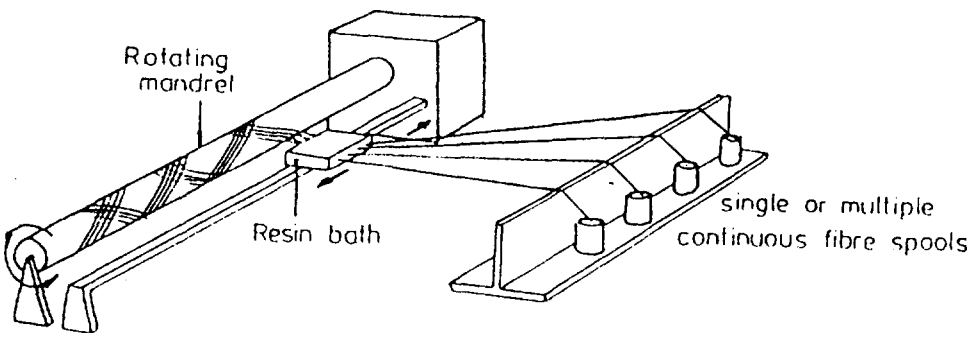
TABLE 1: Properties selected for defining the prime candidate CMCs

NORMAL CONDITIONS	ACCIDENTAL CONDITIONS
Tensile and compressive strengths	Mechanical properties at high temperatures
Toughness and notch sensitivity	Chemical reactivity with steam and oxides
Creep resistance	Interfacial stability at high temperatures
Fatigue behavior	Resistance to thermal shock
Thermal conductivity	
Coefficient of thermal expansion	
Permeability to gases	
Corrosion resistance	
Sensitivity to SCC	
Effective cross section for thermal neutrons	
Dimensional stability under neutron irradiation	
Irradiation-induced changes in properties	

TABLE 2: Main characteristics of high-performance ceramic fibers (from manufacturers)

	SiC (Hi-NICALON)	Al2O3 (PRD 166)
Fiber diameter [um]	14	20
Tensile strength [MPa]	2800	2100
Tensile Young's modulus [GPa]	270	385
Elongation at failure [%]	1.0	0.5
Density [g/cm^3]	2.7	4.2
Chemical composition [wt %]	Si: 63.7	Alumina: 80
	C: 35.8	Zirconia: 20
	O: 0.5	Yttria: trace

FIGURE 1: Schematic view of Filament-winding process



International Meeting on Nuclear Power Competitiveness
in the Next Two Decades

Buenos Aires, Argentina

November 18-21, 1996

MAKING NUCLEAR POWER PLANTS MORE COST-EFFECTIVE

THROUGH

IMPROVING THEIR OPERABILITY AND MAINTAINABILITY

Mr. Thomas Mazour, Mr. Boris Gueorguiev
Nuclear Power Engineering Section
Department of Nuclear Energy
INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
Vienna, Austria

1. INTRODUCTION

Projections of world electricity consumption indicate the need for significant expansion of generating capacity. In this context it is apparent that nuclear power will emerge as a compelling option with a significant role to play in meeting the future world electricity demand. The degree of its development, will, however, be different in various countries depending on whether nuclear power will attain economic competitiveness with alternative sources of electrical generation.

Almost without exception, existing nuclear power plants have not been designed using a systematic approach to consider their subsequent operation and maintenance. This has led to either expensive modifications after the plant is in operation or to less than optimal plant performance, both of which make nuclear power plants less economically competitive. Also, opportunities for standardization that would permit reduction of construction, operation, maintenance, personnel training, and spare parts costs have not been realized. With this in mind, the Agency's Board of Governors directed that as part of its nuclear power programme implementation project for 1995-96, the Agency include a task to compile demonstrated, experience based design guidelines for improving the operability and maintainability of nuclear power plants. This work has recently been completed. The guidelines are intended for use principally in the design of new nuclear power plants, but should also be useful in upgrading existing designs. The guidelines derive from the experience of operating and maintaining existing nuclear power plants as well as from the design of recent plants. In particular these guidelines are based on and consistent with both the EPRI Advanced Light Water Reactor Utility Requirements Document, Volume 1, [1] and the European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants [2]

Representatives from nuclear power design and/or operating organizations in the following Member States contributed to this effort: Canada, China, France, Germany, Republic of Korea, Russian Federation, and the U.S.A.

The selection of the guidelines was based, consistent with safety requirements, on reducing the cost of operating and maintaining nuclear power plants. Given that safety is a fundamental requirement in nuclear power plant operation, it is recognized that improvements in operability and maintainability will also improve safety. The guidelines encourage the implementation of design attributes and features to:

- improve plant availability
- reduce direct and indirect costs, and
- increase standardization and simplification.

The technical work on these guidelines has been completed, and they are awaiting publication. The remainder of this paper provides an overview of these guidelines.

2. PLANT OPERABILITY GUIDELINES

Guidelines in this area relate to how the plant operator interfaces with the physical plant, procedures and training as well as design considerations intended to reduce the frequency and duration of forced and planned outages. A design which conforms to these guidelines will be (relatively) more resistant to and tolerant of operator error as well as have (relatively) fewer and shorter planned and forced outages. Therefore, such a plant will enjoy higher availability and lower production costs.

2.1 PLANT CHARACTERISTICS

Overall availability - an overall availability target for the design should be established and the plant should be designed to achieve that target.

Planned outage duration and frequency - targets for planned outage frequency and duration should be set consistent with the overall availability target and the plant should be designed to achieve that target.

Forced outage duration and frequency - since both safety and availability are impacted by forced outages, the design should cost effectively reduce the frequency and duration of forced outages.

Overall occupational radiation exposure - a target should be set for the average annual collective dose from occupational radiation exposure and the plant should be designed to achieve that target.

Choice of number of trains/channels - the selection of the number of equipment trains and I/C channels for safety related and non-safety related systems should consider:

- Capital, operating and maintenance costs
- Flexibility in achieving the design planned outage length
- Safety system performance
- Plant operability while shutdown with emphasis on shutdown risk considerations
- The ability to test and inspect safety and non-safety I/C and fluid/mechanical systems at power
- System availability achieved through component and/or train redundancy
- Single failure proof design of nonsafety systems which have a significant impact on availability
- Simplification of the design

Operating experience feedback - the design process should include and incorporate the output of a systematic operating experience feedback program which evaluates the operating history of similar and other designs and makes specific recommendations to improve the design.

Special plant configurations - the plant should be designed to be effectively and safely operated in required special operating modes (e.g., reduced water inventory/mid-loop operations), which have been necessary to simplify operation and meet availability goals.

2.2 MANEUVERING AND TRANSIENT RESPONSE

Plant startup - the plant should be designed to be capable of startup from cold shutdown to full power within a target duration consistent with the availability targets of the design.

Plant upset and emergency response - the design of the plant should consider features which yield forgiving plant responses to upset and emergency conditions

Load follow and manuevering - the design should accommodate manuevering and load follow transients.

Grace period for normal actions - for safety considerations and operability in upset and emergency conditions, the design of the plant shall be such that manual actions for upset and emergency conditions are required no sooner than:

- minutes for control room actions
- hour for actions outside the control room
- hours for the use of portable equipment
- days for the use of heavy equipment

Unplanned automatic trips - the plant should be designed to limit the number of unplanned automatic plant trips to less than one per year.

2.3 OPERABILITY: TESTS AND INSPECTIONS

Major tests and inspections - tests and inspections requiring considerable preparations or which can only be performed during outages should be designed such that the frequency and duration of the major test/inspections are consistent with the overall availability goal and with the outage frequency and duration guidelines

Tests/inspections at power - the plant should be designed to permit the maximum amount of tests/inspections while at power. If on-line maintenance is a design intent, then the design should support post maintenance testing at power.

Temporary test/inspection installations - the plant should be designed to avoid the need for temporary test connections, scaffolding, blind flanges, jumper cables, spool pieces, etc. to perform tests and inspections. If needed, a simple and positive means of identifying the presence of temporary installations should be provided.

3. MAN-MACHINE INTERFACE SYSTEMS (M-MIS)

The M-MIS refers to all instrumentation and control systems provided as part of a design that perform requisite monitoring, control, display and protection functions associated with all modes of plant operation as well as off-normal, emergency, and accident conditions. The M-MIS design process should be fully integrated with the overall plant design process; the M-MIS design should begin early in the design process with input from a multi-disciplinary team consisting of operations, maintenance, design and human factors experts. It should use state-of-the-art design techniques to achieve an optimum, cost-effective M-MIS. Given limitations on the length of this paper, no additional information concerning the M-MIS is provided here. However, the guidelines offer a number of recommendations in this area.[3] and [4]

4. TECHNICAL SPECIFICATIONS

Comprehensive technical specifications - technical specification should be complete and unambiguous, requiring the operator or the maintainer to use a minimum number of technical specifications at a time and to use information from the M-MIS directly without calculation, interpolation or inference.

Planned and forced outage duration and technical specifications - plant design and technical specifications should be coordinated to support safety and outage performance goals duration. Consideration should be given to:

- Number of trains required to be operable
- Number of I/C channels required to be operable
- Allowed periods of system/component unavailability are consistent with mean times to repair

5. INFORMATION MANAGEMENT SYSTEM

The information management system (IMS) refers to the systems used to store, present, and manage all information in the power plant (other than that in the M-MIS) that is used to support operations, maintenance, administration, purchasing, security, etc. The lack of such systems and their subsequent development in existing designs has been very expensive and has led to errors in operation and maintenance. The systematic development of such systems in new designs will improve operability and maintainability and, therefore, reduce production costs.

5.1 IMS INFORMATION CONTENTS - the IMS should contain essential information related to at least the following:

- Procedures and technical specifications (operating procedures may be in the M-MIS)
- Work management and equipment tagging
- Design basis information
- Technical manuals, drawings, specifications
- Licensing and analytical methods and documentation
- Operations and maintenance planning
  Plant parameter and equipment operation/maintenance history

5.2 IMS SPECIFIC CONTENT SELECTION - Certain analyses, such as reliability centered maintenance analyses, logistics support analyses, maintenance job and task analyses, outage planning, and other specific analyses should be used to select the nature and extent of the information to be contained in the IMS, with emphasis on including only essential information.

5.3 IMS AVAILABILITY - the IMS (at least relevant portions) should be available as early in the plant design process as possible to ensure that design basis and design detail information are adequately captured to support plant construction, startup, operations and maintenance. IMS reliability should be such as to support plant availability goals.

6. MAINTAINABILITY GUIDELINES

The guidelines provide a number of recommendations with respect to maintainability. However, due to limitations on the length of this paper, they cannot be described here. Only one example is provided below[5] and [6].

6.1 PROVISION FOR REPLACEMENT OR EXCHANGE OF MAJOR COMPONENTS

Experience over the past two decades with commercial nuclear power throughout the world has shown the need for designs that facilitate the replacement of major components. Experience has also shown that detailed planning is required during the design phase, to assure that the plant arrangement and features can accommodate removal and replacement of components.

The plant arrangement should provide features to facilitate the replacement of all major plant components (e.g., steam generators, condensers, turbines, heat exchangers), or critical parts of these components, consistent with the plant design life. Excluded from this provision are the reactor vessel and its supports, and basic plant structures.

The design should accomodate major component exchange within the planned outage lengths (e.g., generator rotor, condenser water boxes, reactor coolant pump motors).

7. DESIGN STANDARDIZATION AND SIMPLIFICATION

Standardization and simplification are design biases which when broadly implemented produce a design with better operability and maintainability and reduced life cycle costs. The benefits of standardization and simplification are:

- standard systems, structures and components (SSC) reduce operational
- complexity and training, spare parts inventory, maintenance force
- simple designs are easier to operate
- standard SSC require a reduced maintenance knowledge base, and
- reduced regulatory uncertainty.

8. SUMMARY

The Agency's soon to be published guidelines on designing NPPs for improved operation and maintenance have been written at a level where they should have applicability to all NPP designs. They are also consistent with the LWR guidelines in this area developed by EPRI and for the European Pressurized Water Reactor (EPR).

REFERENCES

[1] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Advanced Light Water Reactor Utility Requirements Document, Volume 1, ALWR Policy and Summary Top-Tier Requirements, Palo Alto, California, (1990)

[2] EUROPEAN UTILITY REQUIREMENTS, European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants, Volumes 1 and 2 - Revision A, (1994)

[3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Computerisation of Operation and Maintenance for Nuclear Power Plants, IAEA-TECDOC-808, Vienna (1995)

[4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Control Room/Systems Design for Nuclear Power Plants, IAEA-TECDOC-812, Vienna (1995)

[5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Related Maintenance in the Framework of the Reliability Centered Maintenance Concept, IAEA-TECDOC-658, Vienna (1995)

[6] DEGRAVE, C., MARTIN-ONRAET, M., Integrating Availability and Maintenance Objectives in Plant Design and Approach, The 3rd JSRE/ASRE Joint International Conference on Nuclear Engineering, Kyoto, (1995)

THE CAREM REACTOR:

BRIDGING THE GAP TO NUCLEAR POWER GENERATION

J. P. ORDOÑEZ* - P. ABBATE* - J. LOLICH*

All estimates of the future world-wide energy need indicate that the demand for electric power will continue to increase strongly, especially in the developing nations.

Looking at the means to satisfy this demand, it becomes quite clear that while in the near future, in most developing countries, requirements might be met by conventional methods (mainly fossil fuels and hydroelectric power) in a not so far future the use of nuclear power to generate electricity will become necessary. According to the projections, the rate of increase of the demand for electric power in developing countries will make the availability of nuclear plants mandatory around 2010.

At present, in many countries, public opinion is still quite strongly set against nuclear power projects. However, it is increasingly realised that the use of nuclear power cannot be avoided, and is indeed desirable. Nuclear power is in fact one of the least contaminating ways of generating electricity. It can be assumed that before 2010, public opinion will have recognised that the generation of electricity by nuclear means is the one form of generation of electric power that takes the best possible care of the environment. The final disposal of nuclear waste is the real pending technological problem which motivates public resistance to nuclear power, and it is most likely that by 2010 satisfactory solutions will have been implemented for dealing with radioactive waste.

The increase both in energy demand and in public acceptance of nuclear technology will lead to a revival of nuclear power in the second decade of next century, in developing countries as well as in industrialised nations.

The latter are not unaware of this situation, and their governments sustain a nuclear policy by which they can guarantee a prompt response to the challenges that this second nuclear era might pose.

(*) INVAP
Moreno 1089
8400 Bariloche
Phone: +54 944 22121
Fax: +54 944 23051
ARGENTINA

Developing countries, where the main demand for nuclear power for the generation of electricity will occur, should prepare in time for this future. The concretion of any energy plan requires long time spans. The complexity of nuclear plants only emphasises this need for foresight. Clearly it would not be prudent to wait till the year 2010 to broach the subject.

In the "first nuclear era", most developing countries followed a standard path to nuclear energy. This method involved three broad steps.

- At first the applications of radiation in industry and in medicine were approached partly for themselves and also to gain experience in the handling of radioactive materials.
- The second step involved the installation of a nuclear research centre, frequently around a research reactor facility.
- Finally, a commercial nuclear power plant was purchased on a turnkey basis, from one of the suppliers from the larger industrialised countries.

This process was frequently unsuccessful. Many countries covered the first two steps, and then faltered or failed along the way to the third stage. Many countries have been trying unsuccessfully for years to obtain a nuclear power reactor. Other countries managed to purchase their first turnkey power plant, but subsequently suffered a truly disastrous experience, putting the country's nuclear development into jeopardy.

It is our belief that such failure to achieve the third step stems from the fact that the technological and organisational distance between steps two and three is far greater than is commonly realised. It is almost impossible to jump over the chasm separating endeavours of altogether different orders of magnitude. The conditions to be met before a nuclear power reactor can be envisaged successfully are of many kinds and quite exacting:

- Economical effort: while a research reactor can be built using funds coming from country's budget, a commercial nuclear reactor necessarily entails the securing of financial assistance in the way of loans, which in many cases are difficult to obtain.
- Industrial infrastructure: most components for a research reactor can be built in practically any country. This is not true in the case of even minor components for a power reactor, which may require substantial industrial and technological infrastructure.
- Human resources: a research reactor requires qualified staff numbering a few dozens. A power plant needs hundreds, even thousands of qualified staff members involved in the project.
- Licensing: a research reactor involves practically no risk to the public. A commercial power plant implies safety studies of enormously greater scope and depth. Therefore the licensing of a research reactor does not by itself constitute a valid precedent for that of a power plant, nor does it necessarily provide the background significant enough to qualify a local regulatory authority for the licensing of a commercial nuclear power plant.

- General Cultural Attitude: while a research reactor generates an environment of study and research, a power plant requires an attitude centred on production.
- Time scale: As was mentioned above, the time for the new "nuclear age" will not be ripe for the next 15 years. Many countries have already possessed research reactors for many years, and many of the research centres and reactors are not very active because they are conceived as intermediates towards the construction of full-size power plants which are not to be built in the next future. In many cases the experience and expertise gained with these nuclear research laboratories and research reactors will have become lost, obsolete or irredeemable by the time they become necessary to meet the demand of nuclear power plants that is bound to occur.

This analysis leads us to propose an intermediate step between the second and the third of the classical stages towards full command of nuclear power as the best means to avoid many of the pitfalls and frustrations which are otherwise quite likely to occur. We call it the "bridge project". It consists of a small power reactor, which is able to generate electric power for local consumption, and which features all characteristics and also all difficulties of a full-size nuclear power plant.

Such a proposal is not such a novelty as it might seem at first glance, because it follows the same path designed by the developed countries on their own way toward the commercially mature nuclear generation of electricity. There is hardly a case in which a small reactor, similar in size to modern research reactors, was not followed by a small power reactor, in so-called "Nuclear Demonstration" facilities. Only after successful operation of such a plant, designed to provide electric power by nuclear generation, albeit on a small scale, did developed countries advance toward commercial power plants.

In the late sixties this intermediate stage came to be regarded as an unnecessary, and it was thought that countries that were newcomers to nuclear technology would be able to benefit directly from foreign experience. It seems now fair to say that this approach produced far more failures than successes. Profiting from the experience of others, it turns out to be most preferable to follow a slow and secure path toward success, rather than to attempt to reach a difficult achievement by means of short cuts. We consider this intermediate step to be mandatory. Today a relatively modest project can make a substantial contribution for any country to be in a position to cope successfully with the nuclear generation of electricity when the real need arises. The investment required for such an installation will be amply repaid in electric energy generated, and also through later savings on the full-size commercial power plants made possible by the experience gained operating the demonstration plant for some years.

To fulfil its purpose, the Bridge Project must feature the following characteristics.

- The electric power generated should be in the range of 100 to 500 MWth. This is a project of moderate size, to be faced with modest resources in all aspects: financial, technological, manpower and industrial infrastructure.
- Technologically it must be more complex than a research reactor but less complex that full-size commercial power station.
- The safety of the reactor must be based on simple principles in order to keep licensing, operation and maintenance at a minimum degree of complexity.
- The reactor must produce saleable services: heat, steam and especially electric energy.
- Drinkable water, produced from a seawater desalination plant, is also a potential output of the plant. This service has attracted interest from many countries.

The CAREM reactor, at present under development by the Argentine Atomic Energy Authority, CNEA, and INVAP SE., is designed to fill this gap between a research reactor and a full-scale commercial nuclear power reactor. It can be used for the domestic development of nuclear energy, and will be offered on the international market as a product fulfilling all of the conditions described above.

In order to asses the market for this type of reactor, a study on the introduction of nuclear energy in new countries was carried out. The idea is that those countries which are planning to do not use at present nuclear energy, but plan to introduce it at the beginning (first two decades) of the next century, are clear candidates for installing a Bridge Nuclear Power Plant before installing their first commercially competitive nuclear power plant.

For this study, the list of the two hundred and eight countries in the world was screened, and eighty six of them were selected as potential candidates for the introducing of nuclear energy. In a second step, each of these eighty six countries was studied with more detail, taking in account social, economical, energy sector and electricity sector information.

The result of this study shows that there are not less than ten but no more than thirty countries which have a high probability of introducing nuclear power before the year 2015. The result of a recent assessment of the potential market for Small and Medium Reactors, carried out by the International Atomic Energy Agency, shows a similar conclusion.

Competitiveness of Integrated PWR Technology in an Open Electric Market for the Next Two Decades.

P.C. Florido, J.E Bergallo
Centro Atómico Bariloche, (8400) San Carlos de Bariloche, Rio Negro, ARGENTINA

Introduction:

The open electric markets are substantially different depending on the country, the regional demand and competitiveness parameters. Nuclear reactor technology is presently in a period of transition where two main strategies are emerging as possible alternatives. The first strategy is usually called *evolutive*, with standard design concepts and safety systems designed to minimize core melt frequency. ABWR, APWR, EPR and CANDU-3 [1][2][3][4] are typical exponents of this line. On the other hand there are *innovative* reactors, where most of the old concepts are completely analyzed. In the latter strategy, some concepts are closer to classical PWR and BWR designs, while others use more different concepts (even changing the coolant, fuel and thermal cycle). The reactors of the second strategy use passive safety systems, like AP600, SBWR, SIR, ISER, PIUS, PRISM and MHTGR [5][6][7][8][9][10][11].

These strategies were proposed in the '80 and, and these reactors had been developed at different levels, some remains at conceptual level, and one is in operation. The world's first evolutive reactor connected to the grid is the ABWR of Kashiwazaky-Kariwa 6 1356 MW(e), after 52 months of construction (10 weeks ahead on schedule). But, presently, reactors under planning, construction and study are not in countries as was expected in the '80 [12].

Future Nuclear Market:

Presently, the bulk of the demand for nuclear reactors is concentrated in Asia [13][14], and there is concense that it will persist in this region during the next years [15]. Slight signs of feedback between market and products could be seen (AP600 and SBWR) in studies of passive systems to higher power range [16] [17] [18].

Present active nuclear power programs take place in Asian countries with high GNP growth and related electricity energy demand. In general the economic growth of these countries is a consequence of highly rational planning. Four of these countries are in the Top 10 most dynamic nations. By contrast Germany slide from No 6 to 22 (behind Thailand and Korea), and France falls from 17 to 23 [19].

Recently new emerging Asian countries (Thailand, Vietnam and Indonesia) begin to study the construction of its first nuclear power plant [20][21]. In these countries, the decision for the construction depends on the size of the electric grid to fit the electric power required for competitiveness, together with financial constrains.

Traditionally, nuclear countries have large electric grids and strong economies, or they were countries with strong national commitment with nuclear energy. However, in the near future the demand of nuclear reactors seems to move towards the new emerging economies, constituted by small and flexible countries, with small electrical grids. From the point of view of the competitiveness, higher power nuclear plants are seriously questioned in this new market.

Argentine Situation:

Argentina is a developing country with medium incomes, and an open economy Despite economic instabilities in the last two years, the electricity demand steadily growth with an accumulative rate of 6.9%/year [22]. The electric system is an open market in which increases in demand are covered with the most convenient machine available. These market - based systems are known to evolve to the cheapest energy price as a clear example of competitiveness [22][23]. Argentina has huge natural gas resources, and the cheapest energy option for the short and medium term are gas turbines (GT) and combined cycle gas turbines (CCGT) [24][25][26][27][28]. The total power installed is around 16 GWe [22], and the biggest machine is a CANDU-6 nuclear reactor with 600 MWe. The usual power range for new plants added to the systems are around 300 MWe (GT and CCGT), using typically 3 machines of 100 MWe each.

The Argentine Electric System constitutes a typical example of competitive electric growth in an emerging country, in which the nuclear reactor technology is under challenge.

Integrated Pressurized Water Reactor Technology:

PWR, BWR and CANDU [15][29] are the three classical reactor technologies that still remain competitive in the world. To be competitive PWR and BWR should have power ranges greater than 900 MWe [30][31], while CANDU should exceed 800 MWe [31][32]. The strongest evidence of this economic figure has been the power increase of several reactors initially designed at lower power than the competitive range. CANDU 300 started with 320 MWe [33], evolved to 450 MWe [34], and finally use multi station lay - out [35]. Other reactors, like AP600 remains at its original 600 MWe [36][37], but recently the designer showed the advantage of twin units station [38][39], other studies evaluate the competitiveness of twin units [40] or passive safety systems for large size LWR [16][17][18][41][42].

The International Atomic Energy Agency has promoted studies in the field of small nuclear power plants (around 300 MWe) for a long time. These designs never reached commercial level. One obvious reason for the last was that the reactor technology naturally moves towards the best economy, i.e. the greater power. The second reason, is that the nuclear designers were always in countries with large electric systems. Consequently their investments were no attracted by prototypes of small reactors [30].

Based on the preceding analysis, the only option is to develop competitive small nuclear reactors, akin to small gas turbines. The most promising type of LWR with this possibility is the *integrated advanced reactor*.

In the last ten years, several integrated advanced reactor has been proposed (see table 1) There is a wide spread of primary system configurations, and none of them has proven to be the most favorable from the economic point of view.

Table I
Short summary of integrated reactor design in the last 10 years

Name	Power	Reference	Year of reference	Country	Coolant Circulation
VPBER 600	630 (MWe)	[43]	1992	Russia	Forced
SIR	320 (MWe)	[44]	1989	USA-UK	Forced
AST 500	500 (MWth)	[45]	1992	Russia	Natural
ATETS 150	180 (MWe)	[46]	1992	Russia	Natural
CAREM	25 (MWe)	[47]	1985	Argentina	Natural
KWU 200	200 (MWth)	[48]	1988	Germany	Natural
NHR 200	200 (MWth)	[49]	1993	China	Natural
NHR 5	5 (MWth)	[50]	1993	China	Natural

The CAREM integral reactor is a project of the Atomic Energy Commission of Argentina, and it is very similar to the other integrated reactors [51][52]. This reactors is used as a basis for the economical evaluation at this stage.

CAREM: preliminary economic analysis.

Operation and maintenance (O&M) costs:

Salaries expenditures take into account the needs for CAREM reactor in an optimized operation. The maintenance costs are assumed proportional to the capital requirements of each component (containment, pressure vessel, control rods, steam generator, electrical and mechanical equipment, instrumentation, chemical and control volume system, condenser, conventional buildings, turbogenerator, other electrical equipment, laboratories and others) at different power levels. These costs are in agreement with standard costs of power generation [53] [31], being similar to the lowest O&M costs in US with capacity factors between 0.8 and 0.9. The reason for this, is the simplicity of the CAREM design, and salary levels in Argentina.

Fuel cycle costs:

Fuel cycle costs were calculated with a simple model, taking into account the balance of material, processes and timing [54][55][57], burnup, enrichment and power density of CAREM reactor [56]. These costs include refueling and first load, without back-end. For higher powers, the burnup was fitted with CAREM designs at 100 MWe and AP600 (they have similar power density and enrichment)

All waste management costs, including back-end and decommissioning represents 1.77 mills/Kwh (including low and intermediate level waste management) [58]. This value

is conservative considering the interest rates used in the calculation (10 to 15 %/year). Level 2 decommissioning stage was assumed to occur 30 years after level 1 decommissioning stage [59].

Capital Costs:

The capital costs were calculated using two standard projections. The first projection used the CAREM cost breakdown and scaling factors recommended for small and medium power reactors of reference [31].

The second projection use several scaling variables: pressure vessel weight, steam generator weight, number of fuel elements, fuel element length, thermal power, electrical power and primary volume.

Total energy costs:

The total levelized energy costs, for real interest rates of 10 and 15%/year was calculated, taking into account of the cash flow CAREM construction. The results of these calculations are shown in Figures 1 to 2. Figures 3 and 4 despicts the total levelized cost projections for both capital scaling methods.

Conclusions:

It can be observed that both methods lead to similar results. As expected, costs decrease for higher powers. These results were checked using other costs breakdown with similar results [60][61][53][31].

The confidence of the used extrapolations is reduced when power increase too much, and therefore the results are shown in dotted line for power greater than 150 MWe (the main primary parameters are very different from the initial data).

The total cost variation decreases substantially above 200 MWe. The term most sensitive to the power is the O&M costs, due to the trong economics impact of maintenance and salaries at low power. On the other hand the fuel cycle cost is the less sensitive.

The O&M costs at higher power are in good agreement with the data from Argentinean Atucha NPP (340 MWe).

The comparison with gas prices (see figures 3 and 4) shows that the CAREM technology would be competitive for power higher than 200 MWe. These results are very interesting since, with only one exception, none of the proposed integral reactors is in the range of 200/300 MWe (see table 1). The only exception is the SIR reactor, but these project remains at conceptual level and there is no further design work [62]. The design was presented by a partnership of AEC Technology (UK), Rolls Royce and Associates (UK), ABB Combustion Engineering (USA), and Stone and Webster Engineering Corporation (USA). ABB is presently working in System 80+ , an evolutive PWR [63], and Rolls Royce has been working in Sizewell C [64].

It is worth to note that higher powers only introduce minor changes in costs and manufacturability problems such as large dimensions and weight of the reactor pressure vessel. The largest feasible vessel is about 900 Tons [65][17][18][66][67], but few manufacturers are able to supply them. On the other hand the largest PWR vessel that can be provided by most of the suppliers is about 400 Tons [68][69] (N4 Chooz B1/B2, CONVOY Grafernheifeld, SNUPPS Callaway 1 and Sizewell-B, for example).

Figure 1
(Rate 15 %) detailed projection

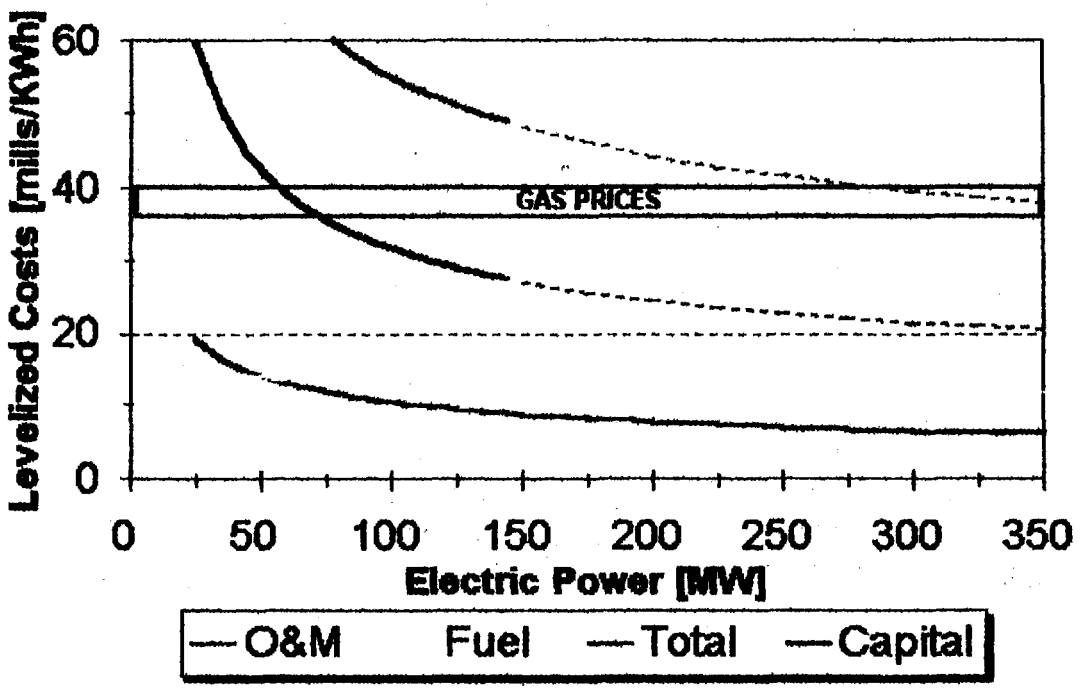


Figure 2
(Rate 10 %) Detailed projection

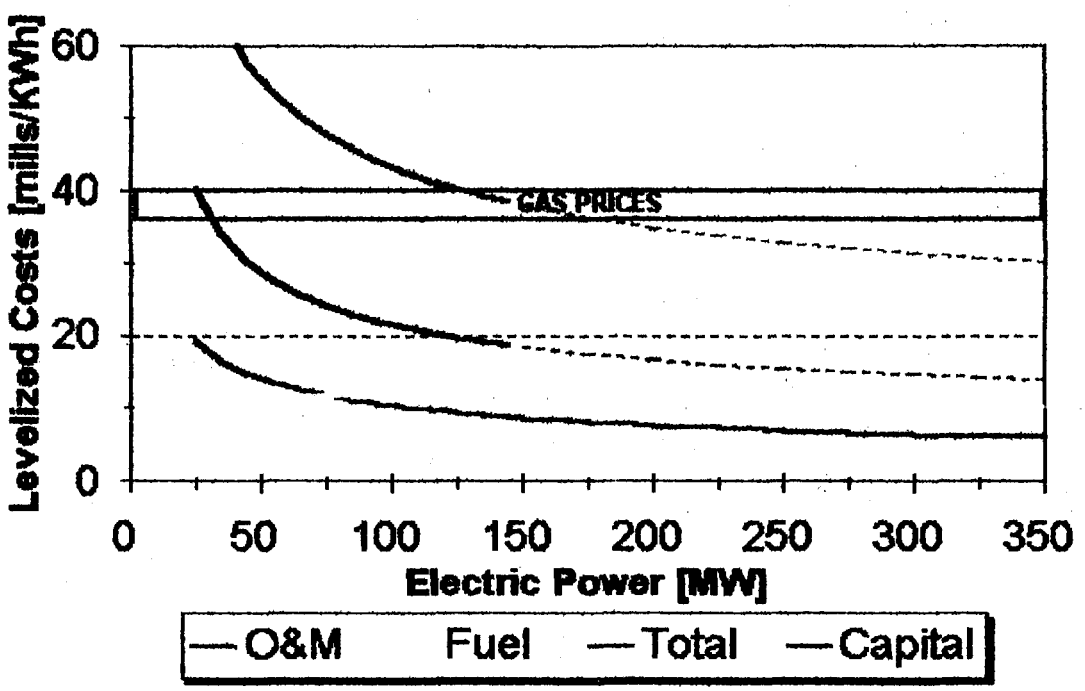


Figure 3

Rate 15%

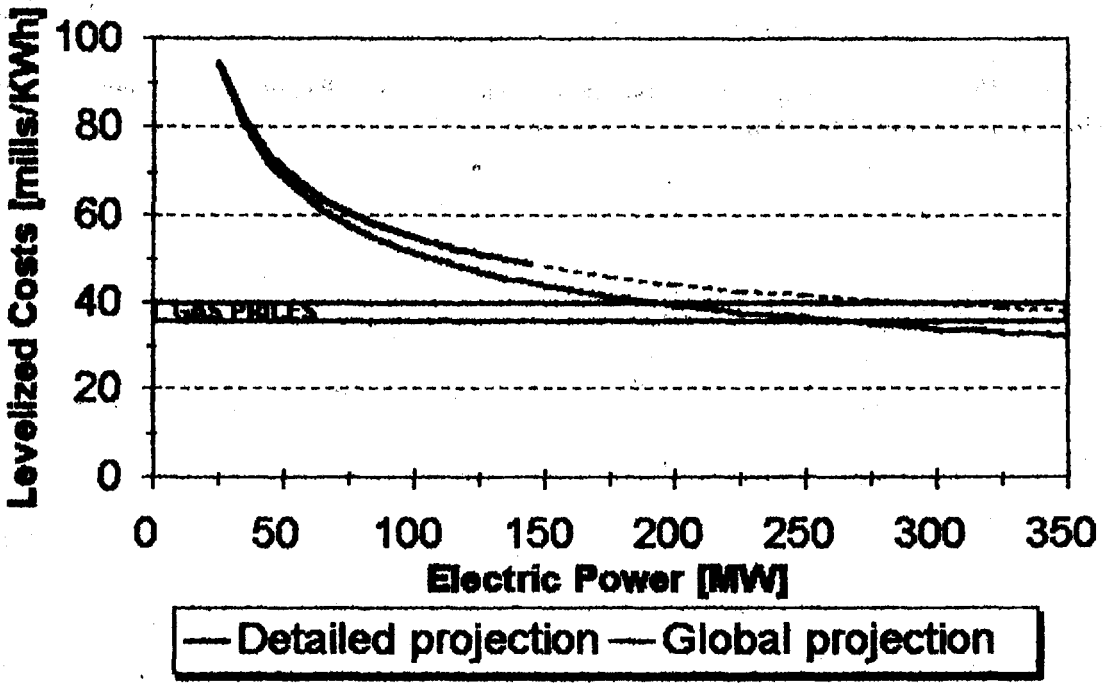
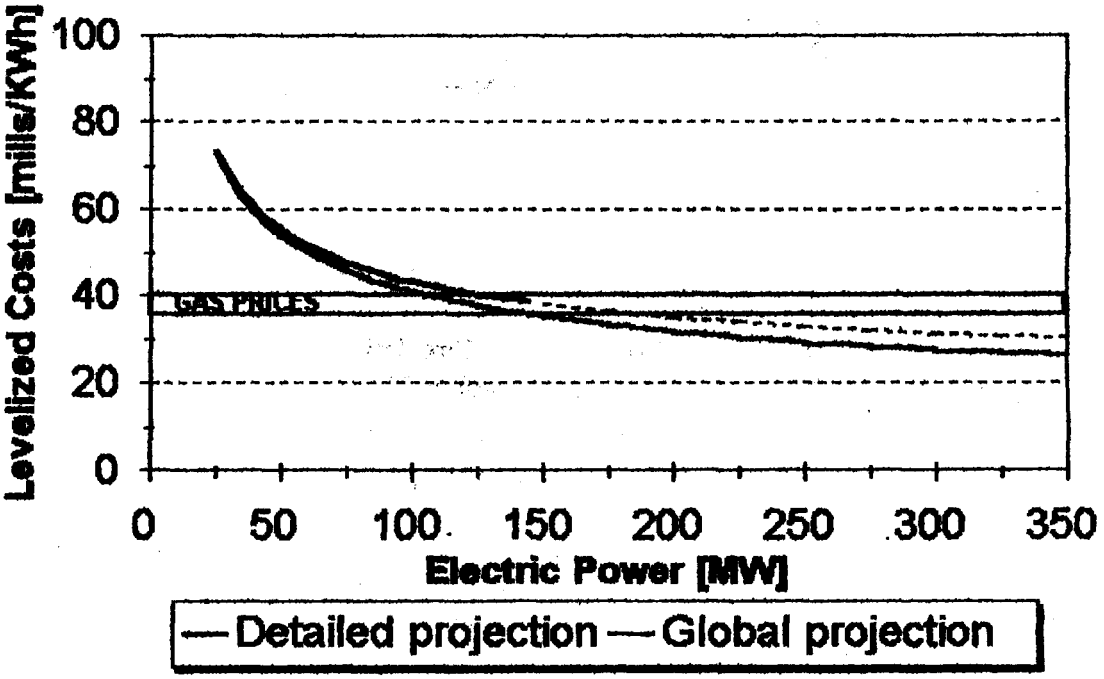


Figure 4

Rate 10%



Recently, China used international open bids, in order to minimized the cost of large components of its nuclear reactors [70]. Is clear that integral designs with power higher than 300 MWe, needs to be carefully thought.

To reduce the uncertainties of these conclusions, thermal hydraulic, neutronic, and mechanical design at conceptual level need to be carried out (from 150 to 300 MWe) with focussing in cost optimizations. A first step toward this goal (25 to 100 MWe) is presented in this congress [71].

References:

[1] C. Caso, T. Van de Venne. From the Bottom Up: Nuclear Technology Evolves for the Future, Part II- The Advanced Pressurized Water Reactor. Transaction of the American Nuclear Society. Vol. 61.

[2] D.R. Wilkins, J. Chang. GE Advanced Boiling Water Reactor and Plant System Design. Transaction of the American Nuclear Society, Vol. 65, No 2.

[3] F. Ruess, G. Lebretorn. The Next Generation of Pressurized Water Reactor: A Joint Framatome/Siemmens Solution. Transaction of the American Nuclear Society. Vol. 65, No2.

[4] Status of Advanced Technology and Design for Water Cooled Reactors: Heavy Water Reactors. IAEA Technical Document, Vienna, 1989.

[5] S.N. Tower. T.L. Schultz, R.P. Vijuk. Passive and Simplificated System Features for the Advanced Westinghouse 600 MWe PWR, Nuclear Engineering and Design, 109 (1988).

[6] J.D. Duncan. A Simplified Boiling Water Reactor. Nuclear Engineering and Design, 109 (1988).

[7] R.A. Matizie. Design of the Safe Integral Reactor. Nuclear Engineering and Design, 136 (1992).

[8] H. Wakabayashi, T. Yoshida, Y. Asahi. Intrinsically Safe and Economical Reactor (ISER). Nuclear Engineering and Design, 126 (1991).

[9] T. Pedersen. PIUS - Status and Perspectives. Nuclear Engineering and Design, 136 (1992).

[10] R.C. Berglund, F.E. Tippets, L.N. Salerno. PRISM: A Safe, Economic, and Testable Liquid - Metal Fast Breeder Reactor Plant. Nuclear Technology, Vol. 86 (1989).

[11] Gas Cooled Reactor Design and Safety. Technical Report Series No. 312. International Atomic Energy Agency, Vienna, 1990.

[12] L.M. Davies, A.D. Boothroyd, OIEA Bulletin, 2/995.

[13] Asia: The growing nuclear market. Nuclear News, Special Section, June 1995, Vol. 38 No 8.

[14] S. Kuehn. World nuclear power: The focus remains on Asia, Power Engineering International, November/December 1995.

[15] C.W. Forsberg, L.J. Hill, W.J. Reich, W.J. Rowan. The Changing Structure of the International Commercial Nuclear Power Reactor Industry. ORNL/TM-12284, December 1992.

[16] L.C. Hsu, L.E. Fennern. 1000 MWe Natural Circulation BWR Technology. Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, October 25-29, Tokyo, Japan (1992).

[17] A. Yasuo, F. Inada, M. Hidaka. A Study of Thermal Hydraulic Requirements for Increasing the Power Rates for Natural Circulation Boiling Water Reactors. Nuclear Technology. Vol. 99. August 1992.
[18] T. van de Venne. Applications of Passive Safety Systems to Large PWRs. Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, October 25-29, Tokyo, Japan (1992).
[19] M.S. Serril. Unlock the Shackles. Time, June 10, 1996.
[20] Thailand and Vietnam Neck and Neck in Nuclear Power Race. NucNet News 347/96.
[21] Expert Say "Yes" to Indonesia's First N-Plant. NucNet News, 18 June 1996.
[22] F. Rey, M. Goñi, E.R. Moreno. Introducción al funcionamiento del Mercado Eléctrico Nacional a partir de la ley 24065. Informe Técnico CNEA.RCN.ITE.012, Argentina 1996.
[23] C.A. Yermoli. El sistema eléctrico Argentino, un ejemplo de desagregación y competencia. Revista Potencia, Marzo 1996.
[24] Evolución del mercado eléctrico mayorista años 1996 al 2000. CAMMESA, Gerencia de Estudios Especiales.VOL GEE FU 01/93.Julio 1993, Argentina.
[25] Precios de la energía y potencia a futuro, años 1994 al 2003. CAMMESA, Gerencia de Estudios Especiales.Abril 1993, Argentina
[26] E. Quiles, F. Rey, M. Martin. Expansion of Electric System in Argentina. Meeting of the Latinoamerican Section of the American Nuclear Society, Buenos Aires, June 1994, Argentina
[27] P.C. Florido, J.E. Bergallo. Propuesta de Central Nuclear Económicamente Viable para la Argentina. Meeting of the Latinoamerican Section of the American Nuclear Society, Buenos Aires, June 1994, Argentina.
[28] P.C. Florido, J.E. Bergallo. Propuesta de Central Nuclear Económicamente Viable para la Argentina. CNEA - F - 2/95. Argentina.
[29] Projected Costs of Generating Electricity. Update 1992. OECD Nuclear Energy Agency/International Energy Agency.
[30] C. Goetzmann. Low Specific Capital Cost: The Design Problem of Small Reactors. Nuclear Engineering and Design. 109 (1988)
[31] Scaling Factors of SMPR, Considerations for Comparative Evauations of Small and Large Nuclear Power Plants. Results of a Technical Commitee Meeting held in Vienna 28 May to June, 1984. International Atomic Energy Agency, September 1984.
[32] A.M. Yu, D.L.S. Bate. Trends in the Capital Costs of CANDU Generating Stations. Nuclear Power Experience, Vol 2. Proceedings Series, International Atomic Energy Agency, Vienna 1983.
[33] G.L. Brooks, D. Tregunno. Experience in the Design of the CANDU 300 Reactor, Transaction of the American Nuclear Society, Vol 49, Supl 1 (1985).
[34] R.S. Hart. CANDU 300: The Economic Small Reactor. Nuclear Engineering and Design 109 (1988).
[35] CANDU 3 Technical Outline. AECL - CANDU. June 1992.
[36] R. Vijuk and H. Bruschi. AP600 offers a simpler way to greater safety, operability and maintainability. Nuclear Engineering International, November 1988.
[37] H.J. Bruschi, T.S. Andersen. The Westinghouse AP600: The Leading Technology for Proven Safety and Simplicity. International Atomic Energy Agency Technical Document 677, 1993.

[38] C. Naylor. Progress on Passive Nuclear Power Plant Designs. The Future of Nuclear Power, Royal Garden Hotel, January 1994, London.
[39] AP600 Reactor System Description and Development Status. Design and Development Status of Small and Medium Reactor Systems 1995. International Atomic Energy Agency , Final Draft 1995.
[40] US study says nuclear will be cost competitive. Nuclear Engineering International, September 1992.
[41] T. Irie, M. Higuchi. Simplified LWRs Study in Japan. Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, October 25-29, Tokyo, Japan (1992).
[42] F. Masuda, T. Iwase, H. Iwami, K. Tominaga, Y. Mahihara, M. Aritomi, Y. Oka, G. Yagawa. Study on Applicability of Passive Safety Concept Systems to Large Size Light Water Reactors. Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, October 25-29, Tokyo, Japan (1992).
[43] F.M. Mitenkov, O.B. Samoilov, Y.K. Panov, U.S. Kuul, L.N. Flerov, N.N. Ponomarev - Stepnoy, N.E. Kukharkin, Y.G. Nikiporets. VPBR - 600 Enhanced Safety Water Coodel Medium Power Reactor. Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, October 25-29, Tokyo, Japan (1992).
[44] The SIR Project. Atom, June 1989.
[45] F.M. Mitenkov, O.B. Samoilov, V.A. Malamud, V.S. Kuul. I.N. Sokolov, U.A. Kuznetsov. Advanced Reactor Plan of Passive Safety for Nuclear District Heating Plants AST- 500M. Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, October 25-29, Tokyo, Japan (1992).
[46] O.B. Samoilov, V.A. Malamud, U.G. Nikiporets, Y.A. Sergeev, U.A. Kuznetsov. Small Power Nuclear Co - Generation Plant With Integral PWR. Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, October 25-29, Tokyo, Japan (1992).
[47] Poryecto "CAREM", Nuclear Report. Fusion, September - October 1985.
[48] D. Bittermann, P. Rau, A. Asham, P. Batheja, W. Pester, F. Wehele. Nuclear Engineering and Design 108 (1988) 403 - 417.
[49] W. Dazhong, G. Zuying, Z. Wenxiang. Technical design features and safety analysis of the 200 MWt Nuclear Heating Reactor. Nuclear Engineering and Design 143 (1993).
[50] W. Dazhong, Z. Dafang, D. Duo, G. Zuying, L. Huaizuan, L. Jiagui, S. Qingshan. Experimental study and operation experiences of the 5 MW Nuclear Heating Reactor. Nuclear Engineering and Design 143 (1993) 9-18.
[51] P. Rubiolo, P.C. Florido, M. Giménez. Criterios de diseño de reactores PWR integrados de baja potencia (100 a 600 MWe). XXIII Anual Meeting of the Argentinian Nuclear Technology Asotiation (AATN), Villa del Dique, Córdoba, (1996) Argentina.
[52] P. Rubiolo. Diseño Conceptual del CAREM plus. Engineering Thesis. Balseiro Institute, S.C. de Bariloche, Rio Negro, 1996, Argentina.
[53] A. Sesonske. Nuclear Power Plant Design Analysis. Published by USAEC, 1973.
[54] Water Reactor Fuel Extended Burnup Study, Technical Report Series No. 343, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1992.
[55] P. Silvennoinen. Reactor Core Fuel Management. Pergamon Press.
[56] CAREM Reactor System Description and Development Status. Design and Development Status of Small and Medium Reactor Systems 1995. International Atomic Energy Agency , Final Draft 1995.

[57] H. Bruschi, R. Henderson. New Nuclear Economics: Affordable Electric Power. International Atomic Energy Agency Technical Document 610, 1990.
[58] Assessment and Comparison of Waste Management System Costs for Nuclear and Other Energy Sources. Technical Report Series No. 366, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1994.
[59] Decomissioning of Nuclear Facilities, Feasibility, Needs and Costs Report by an Expert Group. Nuclear Energy Agency. Paris 1986.
[60] TAG Technical Assesment Guide. Electricity Supply - 1993. Nonutility/Nonmember Edition. Electric Power Research Institute. Palo Alto, California. Volume 1 : Rev.7 June 1993.
[61] Nuclear Energy Cost Data Base. A Reference Data Base for Nuclear and Coal - fired Powerplant Power Generation Cost Analysis. Published: September 1988. U.S. Departament of Energy. Office of Program Support. DOE/NE - 0095.
[62] SIR System Description and Development Status. Design and Development Status of Small and Medium Reactor Systems 1995. International Atomic Energy Agency , Final Draft 1995.
[63] The ABB Combustion Eneineering System 80+. Nuclear News. September 1992. Vol. 25. No. 12.
[64] P. Smith. Sizewell B & Follow - on Stations. The Future of Nuclear Power. 18/19 January 1994. Royal Garden Hotel. London. UK.
[65] J. Kralovec. Problems of Manufacturing and Transport of Pressure Vessels of Integral Reactors. SKODA. Nuclear Machinery Plzen Ltd.
[66] In place at Kashiwazaki. World News. Nuclear Engineering International, November 1994.
[67] Atucha II. Preliminary Safety Analyisis Report.CNEA (1981) Argentina.
[68] World Nuclear Industry Handbook. Nuclear Engineering International. 1993.
[69] Sizewell B. Technical Outline. Nuclear Electric 1993.
[70] Korea Clinches First Major Nuclear Export Deal. NucNet News 348/96.
[71] P.C. Florido, P Rubiolo. Cost Reduction and Standards Designs on Integrated PWR Technology. International Meeting on Nuclear Power Competitivness in the Next Two Decades. Buenos Aires. November, 1996. Argentina.

AR9700033

FUEL MODELLING AND ITS ECONOMICAL COMPETITIVENESS

Armando Carlos Marino *
Eduardo J. Savino +

ABSTRACT

Due to reasons of economical competitiveness, there is at present a strong need in the nuclear industry to improve fuel performance under more demanding operating conditions, such as those resulting from an extended burnup. This requires a good understanding of the properties of fuel rod materials and their in-service performance. As it can be easily foreseen, thermal, mechanical and microstructural irradiation effects are strongly interrelated while the fuel is at reactor operating conditions.

Fuel modelling is needed when:

1) experimental results are to be analysed, or
2) fuel experiments are planned, or
3) understanding of the influence of a given material property on the overall fuel behaviour is wanted, or
4) experimental laboratory results are extrapolated to reactor conditions; etc.

The BACO code was developed at CNEA for the simulation of nuclear fuel behaviour. Take account of this point of view, we present a set of the BACO code calculation in the following areas:

1) The Atucha I fuel as an example of BACO use,
2) The basis of sensitivity analysis of fuel fabrication tolerance,
3) A CANDU irradiated fuel reshuffling and fuel performance analysis; and
4) The CRP FUMEX as an example of international co-operation in fuel improvements.

RESUMEN

Debido a actuales razones de competitividad económica nos hallamos frente a fuertes necesidades en la industria nuclear de mejorar la performance de los combustibles bajo condiciones de operación mas exigentes, tales como la extensión del quemado. Esto requiere de un buen conocimiento de las propiedades de los materiales de las barras combustibles y su performance durante servicio. Los efectos de irradiación (térmicos, mecánicos y microestructurales) están fuertemente interrelacionados mientras el reactor está operando.

El modelado de combustibles es necesario cuando:

1) deben ser analizados resultados experimentales,
2) se planean experimentos con combustibles,
3) se busca el conocimiento de la influencia de una propiedad determinada de los materiales dentro del comportamiento general del combustible,
4) se extrapolan condiciones del reactor a partir de experimentos de laboratorio.

* Armando Carlos Marino, Centro Atómico Bariloche, Comisión Nacional de Energía Atómica
+ Eduardo J. Savino, Centro Atómico Constituyentes, Comisión Nacional de Energía Atómica

El código BACO ha sido desarrollado en CNEA para la simulación del comportamiento de combustibles nucleares. Teniendo en cuenta este punto de vista, presentamos un conjunto de resultados obtenidos con el código BACO en las siguientes áreas:

1) Ejemplo de uso de BACO. Barra Combustible de Atucha I.
2) Bases para análisis de sensibilidad de las tolerancias de fabricación de combustibles,
3) Análisis de performance y operación de recambio de combustibles tipo CANDU,
4) El CRP FUMEX del IAEA (Co-Ordinated Research Project on Fuel Modelling at Extended Burnup) como un ejemplo de cooperación internacional para mejoras de modelos y técnicas de simulación de barras combustibles.

INTRODUCCIÓN

La barra combustible (BC) de un elemento combustible (EC) de un reactor nuclear consiste de un tubo de metálico, en cuyo interior se apilan pastillas de óxidos fisionable (Dióxido de Uranio, UO_2), con longitudes que varían entre 0.5 y 5 metros. El interior de la BC se encuentra en una atmósfera de He y/o Ar, a los cuales se le suman, durante la irradiación, los gases producidos por la fisión nuclear, en particular Xe y Kr. En el caso de reactores de uranio natural esta vaina está construida de una aleación de base Zr (Zrly) debido a la baja sección de captura neutrónica de este metal. En servicio, esta BC alcanza temperaturas centrales superiores a los 2000°C, con gradientes térmicos de 3000°C/cm y se halla refrigerada externamente a aproximadamente 300°C. Sumado a los efectos de la temperatura, hay un gran daño por radiación.

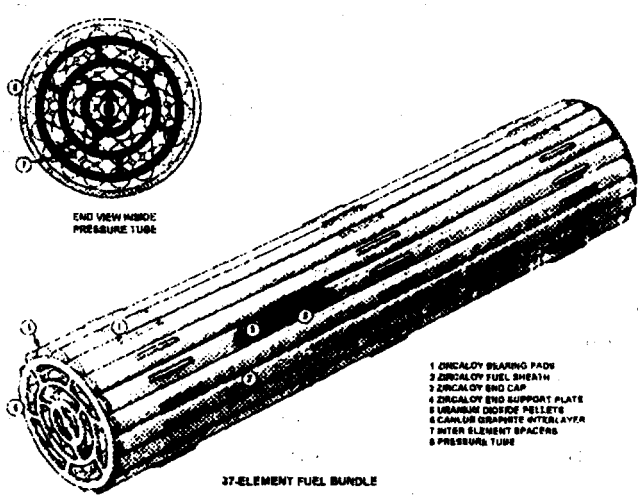


Figura 1: Elemento Combustible tipo CANDU

El elemento combustible de un reactor nuclear se halla bajo condiciones fisicas extremadamente complejas. Un gran número de fenómenos fisicos, químicos y termomecánicos entran en juego con intrincados procesos de interacción mutua. Las deformaciones y tensiones que sufren tanto la pastilla de material fisionable como la vaina durante el servicio resultan de múltiples efectos interrelacionados. Por ello estas deformaciones y tensiones, fundamentales a los fines de diseño y predicción del comportamiento del elemento, no resultan descriptibles por expresiones analíticas, siendo necesario desarrollar códigos numéricos de simulación que incluyan modelos empíricos de los fenómenos fisicos que ocurren durante la irradiación y que resultan relevantes al comportamiento mecánico. De aquí la importancia de la validación de los códigos de comportamiento a partir de su comparación con datos de reactores en operación, experiencias "ad hoc" y exámenes post-irradiación.

Una de las aplicaciones de este tipo de códigos es predecir, dentro de cierto margen de confiabilidad, los parámetros de diseño a ajustar a fin de conseguir mayor economía o rendimiento, proveyendo una aproximación sistemática a la optimización del diseño del combustible. Por otro lado estos códigos resultan una eficaz herramienta matemática en cuyo marco presentar los resultados experimentales, asignándoles su importancia relativa para el comportamiento del

elemento. Además el uso de estos códigos permite dar una guía dentro de la cual ensayar los elementos combustibles, disminuyendo el número de costosas experiencias.

Argentina comenzó el trabajo en esta área aproximadamente en 1976, desarrollándose el código BACO (BArra COmbustible), el cual es actualizado continuamente de acuerdo a las nuevas exigencias de performance y diseño de elementos combustibles, como así también por las nuevas técnicas de programación, "software" y "hardware" [*Ref. 1* y *2*].

CÓDIGO BACO VERSIÓN 2.30

El campo principal de aplicación del código BACO es para HPWR (Heavy Pressurised Water Reactor), pero puede ser utilizado para la simulación de PWR, CANDU (CANadian Deuterium Reactor), FBR (Fast Brider Reactor) y aplicaciones particulares como pueden ser combustibles MOX ($(U,Pu)O_2$ Mixed Oxide fuels), combustibles experimentales y diseño de las BC de reactores en etapa de desarrollo (Reactor CAREM-25).

Argentina posee dos centrales de potencia en operación. Estas son la Central Nuclear Atucha I (un HPWR de 350 MW) y la CN EMBALSE (HWR de 600 MW). Las mismas presentan variaciones conceptuales en las características del diseño de sus combustibles, por ejemplo:

- Las barras combustibles en la CN Atucha I tienen una longitud de 5,3 metros, son autoportantes y presurizadas con He a 17 bar.
- Por su parte las BC de la CN EMBALSE son de 50 cm de longitud, vainas colapsables, sin presurizar.

El código resuelve los dos casos con el mismo conjunto de modelos. En la Figura 1 se encuentra un elemento combustible para reactores nucleares tipo CANDU. El mismo está compuesto por 37 barras combustibles (BB.CC.). El objetivo del código BACO es la simulación del comportamiento individual de esas BB.CC.

El código está escrito en FORTRAN 77 y es independiente del compilador. Se deben utilizar post-procesadores de la información obtenida con BACO para una interpretación mas clara de los resultados. El código supera las 9000 sentencias y las 70 subrutinas, y ese número de líneas de programa crece continuamente debido a la inclusión de nuevos aspectos de comportamiento. La última versión documentada del código es la 2.30. El programa puede correr en computadoras personales con los microprocesadores en uso actualmente. El tiempo de cálculo para un caso típico de la CN Atucha I es de 5 minutos, pero algunas aplicaciones particulares pueden demorar varias horas (por ejemplo los complejos casos incluidos en la evaluación internacional FUMEX para códigos patrocinada por IAEA).

Los datos de entrada que deben darse al código son:

1) Parámetros geométricos del elemento combustible;

2) Condiciones de contorno del problema, estas son:
   - i) Ciclo de potencia (potencia vs. tiempo, o potencia vs. quemado). El programa es versátil en cuanto a variaciones temporales y espaciales de la potencia, y
   - ii) Temperatura y presión del refrigerante a lo largo del combustible y su dependencia temporal.

3) Es posible seleccionar entre diferentes modelos de comportamiento térmo-mecánico de los materiales componentes de la barra combustible.

4) Para el caso de análisis estadístico y de probabilidades, son datos necesarios las tolerancias y/o desviaciones de los parámetros definidos anteriormente.

En el desarrollo de una compleja herramienta de cálculo, como es el caso de este código, existen diversas etapas.

1) Puesta a punto, que implica:

i) Planteo del problema físico,

ii) Simplificación matemática del mismo, que lleva a un algoritmo calculable analítica o numéricamente,

iii) Demostrar, en el caso del método numérico, la convergencia del mismo,

iv) Seleccionar una base de modelos físicos representativos de los fenómenos dominantes, utilizando experiencias confiables para su selección,

v) Comparar las predicciones del código contra experiencias que incluyan el mayor número de parámetros controlables experimentalmente, esto implica además, flexibilidad del algoritmo de cálculo para reproducir las diferentes condiciones de contorno que plantea cada experiencia,

vi) Utilizar los resultados de v) en cuanto a comparación contra experiencias para modificar la base de modelos físicas iv) y en cuanto a flexibilidad para modificar, si es necesario la estructura matemática ii).

Los procedimientos ii) a iv) pueden llegar entonces a constituir un ciclo que puede o no completarse totalmente antes de pasar a la segunda etapa:

2) Aplicaciones: Esto implica el uso del código en situaciones tecnológicamente relevantes.

La posibilidad de pasar de la etapa 1) a la 2), paradójicamente, no depende de haber completado la primera totalmente sino de, haber realizado por lo menos una vez el ciclo de i) a v) y asegurado la coherencia matemática del código. La existencia de documentación adecuada para el usuario, especialmente manual de uso, y la documentación respecto a los modelos y simplificaciones no debe subestimarse. Finalmente una tercera etapa consiste generalmente en:

3) Ampliar el alcance del código hacia situaciones y problemas diferentes a los considerados originalmente. Por ejemplo, si el código se diseñó para simular el comportamiento de elementos combustibles en condiciones normales de servicio, el extenderlo para examinar este comportamiento ante transientes o accidentes. En esta parte está incluida la participación en "benchmarking" internacionales o bilaterales. Esto podría sugerir la necesidad de un nuevo ciclo a partir del punto **1)** que incrementaria la base de datos de irradiaciones que surge de **1.iv)**.

Los fenómenos de comportamiento incluidos en el código BACO correspondientes a:

- Pastillas de UO_2 son:
  - expansión térmica lineal,
  - deformaciones elásticas,
  - "creep" bajo irradiación,
  - conductividad térmica del UO_2 ,
  - apertura y cierre de fisuras axiales y tangenciales en la pastilla,
  - reestructurado (crecimiento de granos columnares, equiaxiados, apertura de un canal central),

- "swelling" (hinchado de la pastilla producido por productos de fisión gaseosos),
- densificación térmica y por irradiación (migración de porosidad),
- liberación de gases de fisión (especialmente Xe y Kr).

◆ Para las vainas de Zircaloy:
- expansión térmica lineal,
- elasticidad,
- plasticidad,
- "creep" bajo irradiación,
- crecimiento bajo irradiación,
- conductividad térmica.

◆ Fenómenos generales:
- Conductancia térmica del gap (separación) entre la pastilla y la vaina.
- Transitorios de potencia.

BARRA COMBUSTIBLE DE ATUCHA I

La historia de potencia representada en la *Figura 2* corresponde a un caso muy exigido de una barra combustible (BC) en el reactor CN Atucha I. Los cálculos efectuados con BACO utilizan los parámetros standard del reactor y del diseño original de sus elementos combustibles (EC). La historia de potencia proviene directamente de un cálculo efectuado con el código PUMA. Es decir, trabajamos con 10 secciones axiales y con el mismo nivel de detalle determinado por PUMA [*Ref. 3*].

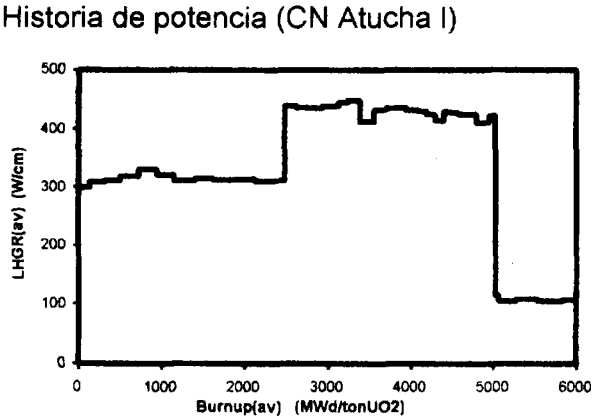


Figura 2: Historia de potencia de una BC de la CN Atucha I (caso muy exigido).

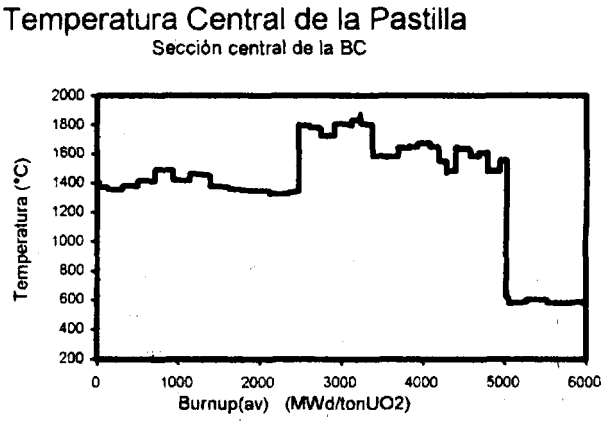


Figura 3: Temperatura central de la pastilla en la sección axial media de la BC.

La *Figura 3* representa la temperatura central de la pastilla en función del quemado promedio de la BC, en la sección axial central de la BC. La *Figura 4* representa la evolución de los radios correspondientes a la pastilla y a la cara interior de la vaina en la misma zona anterior. Hay contacto entre la pastilla y la vaina durante el período de estadía en la segunda zona. Es evidente el "creep down" de la vaina.

La *Figura 5* representa la tensión tangencial en la cara interna de la vaina ("hoop stress") y la presión radial de contacto pastilla-vaina, suponiendo la hipótesis de gap mínimo dentro de las tolerancias de fabricación de esos elementos combustibles. Hay inversión de tensiones en la vaina y, durante el primer recambio, se alcanza un valor de tensión del orden de $\sigma = 180$ MPa, que es

ligeramente superior a los valores aceptados para inducir fallas por corrosión asistida por tensiones ("stress corrosion cracking", SCC) [*Ref. 4*].

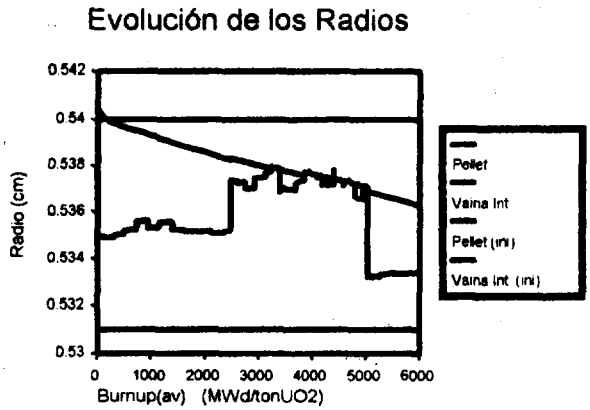


Figura 4: Evolución de los radios de la pastilla e interno de la vaina, sección axial media de la BC.

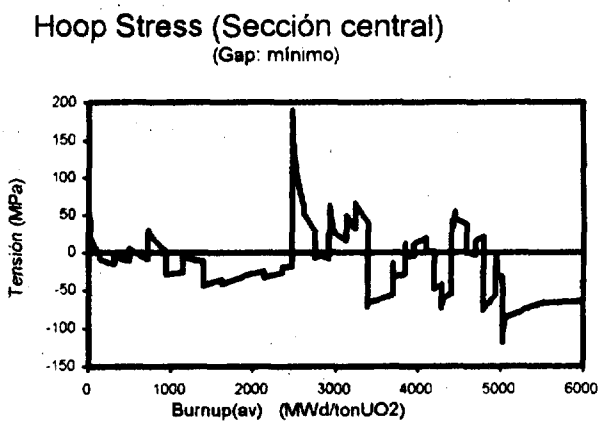


Figura 5: Tensión tangencial en la cara interna de la vaina. Hipótesis de gap mínimo.

ANÁLISIS DE SENSIBILIDAD APLICADO A TOLERANCIAS DE FABRICACIÓN

BACO permite el análisis probabilístico como parte de su estructura de programación y puede incluir como datos de entrada a las incertezas asociadas con datos de fabricación, parámetros del código y de los modelos asociados. En esta sección analizaremos la influencia de parámetros típicos de fabricación y diseño de barras combustibles. Para ello estudiamos la sensibilidad de la predicción del "hoop stress" de la cara interna de la vaina con tolerancias de fabricación de la geometría del combustible. Para este propósito se efectuaron 50000 corridas del código con diferentes datos de entrada para Atucha I. Estas corridas fueron seleccionadas al azar usando las tolerancias de:

1) diámetro de la pastilla de UO_2,
2) altura de la pastilla,
3) diámetro interior de la vaina,
4) diámetro exterior de la vaina, y
5) densidad de la pastilla.

La selección se realizó suponiendo una distribución uniforme entre los valores límites. Las distribuciones de probabilidad correctas deben ser acordes con los procesos de fabricación y escapan al alcance del presente ejemplo.

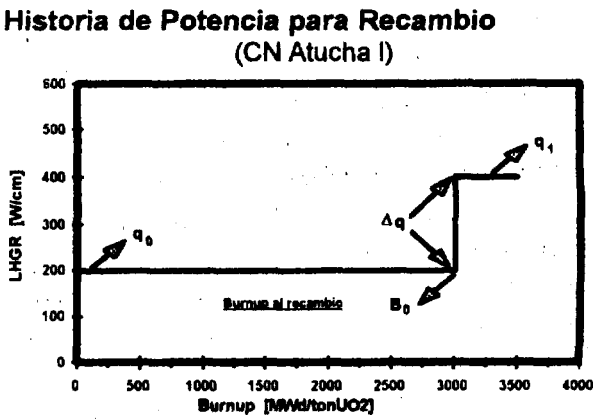


Figura 4: Historia de potencia utilizada para simular recambio de combustibles en Atucha I (recambio de zona 1 a 2).

La primer historia de potencia corresponde a la *Figura 4* con B_0 = 4500 MWd/tonU, q_0 = 400 W/cm y Δq = 200 W/cm. Calculamos la probabilidad de que, variando homogéneamente los parámetros dimensionales de la BC dentro de las tolerancias de fabricación asumidas, puede ser alcanzada una tensión de 170 MPa durante la rampa (valor umbral para inducir fallas por SCC). La variación de

parámetros produce varios cientos de corridas, donde el código calcula el incremento dq_{scc} durante la rampa, el cual es necesario para alcanzar el valor de "hoop stress" σ_{scc} [*Ref. 4*]. El resultado obtenido indica un 20 % de los casos en que efectivamente es alcanzado el valor umbral durante la rampa. En la *Figura 8*, graficamos la contribución relativa a ese porcentaje en diferentes rangos de dq_{scc} , durante la rampa. Se observa que, para el rango entre 100 y 150 W/cm, la probabilidad aproxima al 5 %.

Repetimos el cálculo anterior con la misma variación de parámetros de la BC pero con un mayor quemado (B_0 = 7500 MWd/tonU) para la primera posición del combustible. En esta caso (ver *Figura 9*), el valor prefijado umbral σ_{scc} es alcanzado durante la rampa de 200 W/cm en un 90% de los casos. Puede verse en la *Figura 9* que, en la mayoría de los casos (50%), esto ocurre al comienzo de la rampa de potencia (cuando dq_{scc} < 100 W/cm).

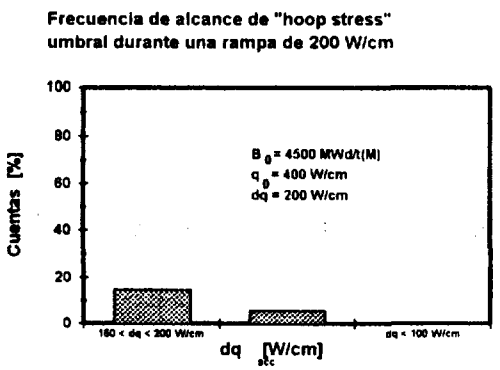


Figura 8: Frecuencia de alcance de "hoop stress" umbral durante una rampa de 200 W/cm. Quemado al recambio de 4500 MWd/tonUO$_2$.

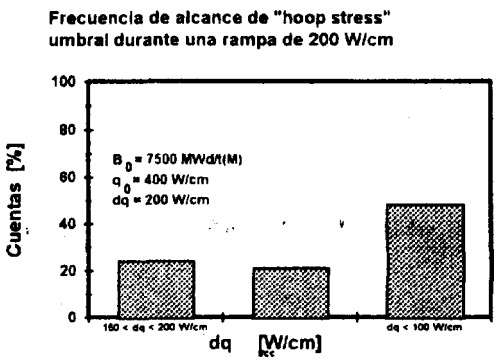


Figura 9: Frecuencia de alcance de "hoop stress" umbral durante una rampa de 200 W/cm. Quemado al recambio de 7500 MWd/tonUO$_2$.

Con propósitos ilustrativos, en la *Figura 10* graficamos la probabilidad de alcanzar el umbral para SCC a diferentes quemados de preacondicionamiento, durante una rampa de 200 W/cm. En la *Figura 10* agregamos el quemado durante el recambio B_0 como un parámetro (o eje coordenado). En este caso representamos el número relativo de casos donde el valor umbral σ_{scc} es alcanzado durante la rampa de potencia. La potencia de preacondicionamiento antes del recambio es q_0 = 400 W/cm y el burnup al recambio, B_0, varía entre 3000 MWd/tonU y 9000 MWd/tonU. Se incrementa la probabilidad de alcanzar el umbral para SCC al aumentar quemado de recambio B_0. Este tipo de análisis incluye el cálculo de probabilidades discriminando el rango de potencias de rampa para inducir fallas, siendo evidente su relevancia para la extensión de quemado de los actuales combustibles nacionales.

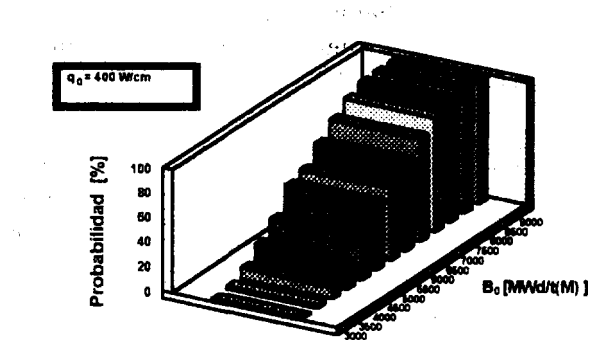


Figura 10: Probabilidad de alcanzar el umbral para inducir fallas por SCC durante una rampa en función del quemado de recambio.

Durante la operación de recambio, el combustible sufre una rampa de potencia debido a la distribución de potencia a lo largo del canal. Por esta razón, es interesante el estudio del comportamiento del combustible CANDU bajo rampas rápidas (10-20 minutos de duración). La potencia media generada antes de la rampa, el quemado al cual la rampa ocurre, y la altura de la rampa, cubren un amplio rango. En la *Figura 11* se esquematiza este tipo de historias de potencia que serán analizadas: a la potencia q_0 y quemado B_0 el combustible sufre una rampa a la potencia $q_0 + \Delta q$; el tiempo para el incremento Δq es del orden de 10-20 minutos; al final del recambio el combustible queda a la potencia constante q_1.

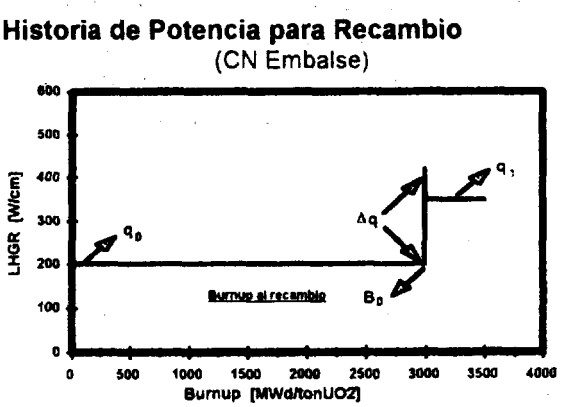


Figura 11: Historia de potencia para análisis de recambio de combustibles en centrales tipo CANDU (CN Embalse).

Las *Figuras 12* y *13* muestras los límites experimentales para el incremento de potencia y potencia máxima correspondientes a Centrales Pickering [*Ref. 5*]. AECL ha publicado límites para operaciones seguras de recambio de combustibles. Usualmente [*Ref. 5*], el máximo incremento en potencia y la máxima potencia tales que debajo de esos valores (estadísticamente) no se presentan fallas. Esos valores son presentados en función del quemado.

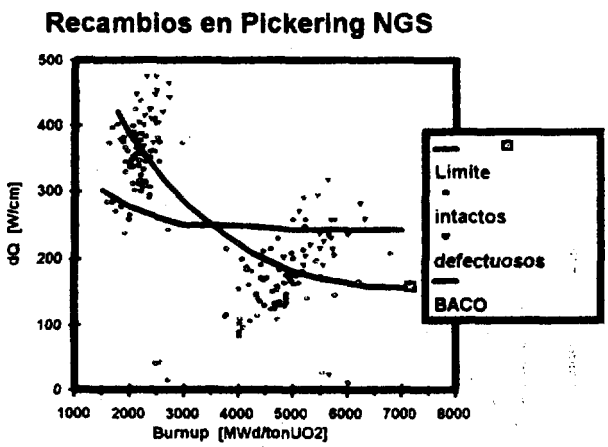


Figura 12: Recambios defectuosos y exitosos en Pickering. Salto de potencia en función del quemado al recambio.

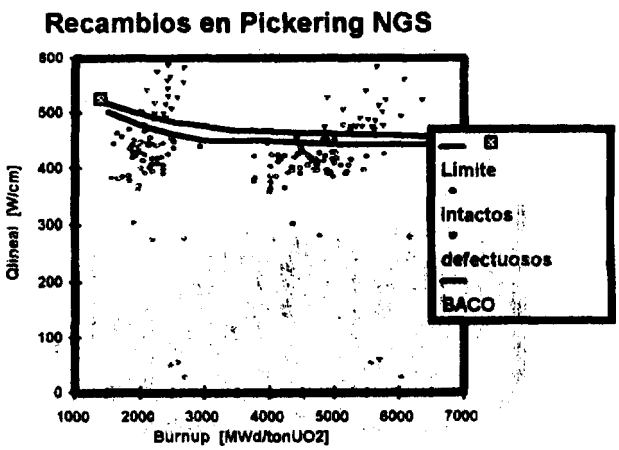


Figura 13: Recambios defectuosos y exitosos en Pickering. Potencia final en función del quemado al recambio.

Para el estudio de la susceptibilidad a SCC de barras combustibles tipo CANDU debemos tener en cuenta la estadía del EC, durante unos minutos, a una potencia pico $q_0 + \Delta q$. Por esta razón, el umbral para σ_{SCC} tomado, es mayor que el usualmente aceptado (170-190 MPa). En este caso, $\sigma_{SCC} = 280$ MPa [*Ref. 4*].

Utilizamos el código BACO con historias de potencia que simulan recambio de combustibles. El criterio para operaciones seguras adoptado se basa en el criterio de máxima "hoop stress" en la cara interior de la vaina, por su relación con la susceptibilidad a SCC. En las *Figuras 12* y *13* se muestran los resultados de BACO y el muestreo de AECL, en este caso discriminando eventos exitosos y fallas de combustible en el recambio. La *Figura 12* muestra el incremento Δq, y la *Figura 13* muestra el pico de potencia $q_0 + \Delta q$, necesarios para alcanzar 280 MPa de "hoop stress", σ_{SCC} en la vaina, como una función de como una función del quemado. Hay un buen acuerdo entre esos cálculos y los datos de AECL, los desajustes pueden ser explicados sobre una base física. A bajos quemados, BACO sobrestima la susceptibilidad a SCC, y a altos quemados, es evaluado ligeramente por debajo; esto es consistente con un criterio de SCC en el cual la tensión umbral es independiente del quemado, es decir, no está incluida la influencia de la concentración de productos de fisión corrosivos y su tiempo de permanencia. Es interesante estudiar la influencia de diversos parámetros para este tipo de análisis. En la referencia (etc.) se analiza la influencia de la densificación.

PROYECTO FUMEX DEL IAEA

El CRP FUMEX de la IAEA (Co-Ordinated Research Project on Fuel Modelling at Extended Burnup) es un "blind-test" consistente en un conjunto de experimento con la idea de comparar performance de combustibles con predicciones de códigos. Los datos fueron provistos por el OECD-HALDEN Reactor (Noruega) [*Ref. 6-7*]. Se trata de barras combustibles instrumentadas que permiten seguir la evolución de parámetros determinados (temperatura central de pastilla, presión interna de la barra, elongación de la vaina, liberación de gases de fisión, diámetro de la vaina). La experiencia incluye análisis PIE. Los quemados alcanzados fueron intermedios (25 MWd/kgU) y altos (50 MWd/kgU).

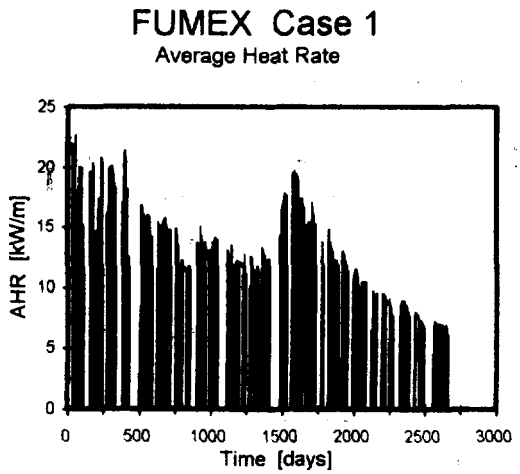


Figura 14: Historia de potencia correspondiente al caso 1 del CRP FUMEX.

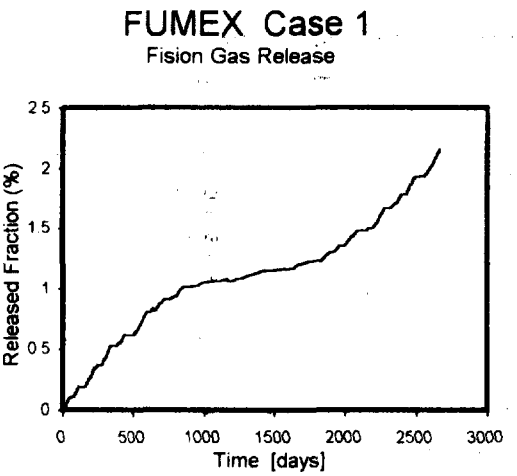


Figura 15: Cálculo de BACO para la fracción de gases liberados en el caso 1 de FUMEX.

Los resultados experimentales fueron liberados luego de que los resultados de los códigos fueron enviados al equipo consultor del Proyecto. Este tipo de ejercicios deja al descubierto las posibles falencias de los participantes.

El código BACO tiene una buena performance con los bajos quemados de nuestros reactores CN Atucha I y CN Embalse. Sin embargo, muchos modelos incluidos en el código son

consistentes con altos quemados, por ejemplo el modelo de liberación de gases de fisión. Estamos interesados en incrementar el alcance de BACO para poder simular el alto quemado del reactor CAREM-25 y en la extensión de quemado para nuestros reactores.

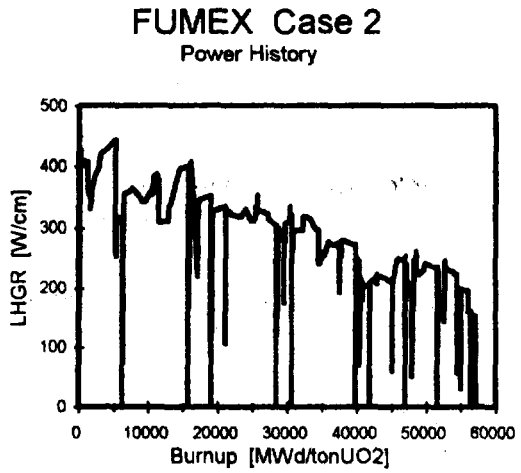


Figura 16: Historia de potencia del Caso 2 del CRP FUMEX.

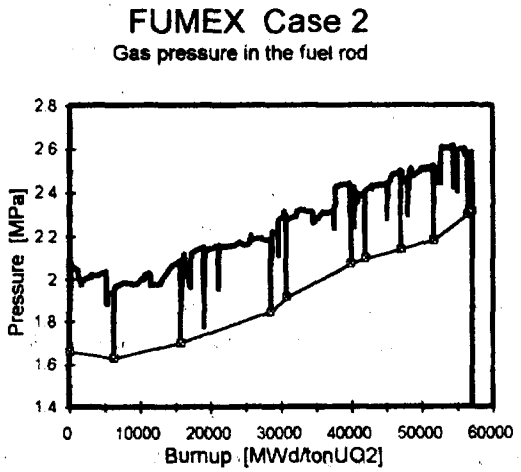


Figura 17: Presión de los gases en la BC versus quemado, para el caso 2 de FUMEX 2.

La *Figura 14* muestra la historia de potencia para el caso 1 de FUMEX. La *Figura 15* muestra nuestra respuesta para la liberación de gases de fisión de ese caso. La *Figura 16* incluye la historia de potencia del caso 2 y la *Figura 17* corresponde a la salida de BACO para la presión de gases libres en la BC. La performance del código BACO en el CRP FUMEX será publicado por la IAEA.

CONCLUSIONES

Las ventajas de la descripción cuidadosa de la interacción entre los diferentes fenómenos que tienen lugar en una barra combustible (como lo hecho con BACO) ha sido remarcado en el presente trabajo.

A pesar de la complejidad de estas herramientas de cálculo es posible elaborar sencillas reglas de comportamiento para ser aplicadas durante la operación de la central nuclear o en la etapa de diseño para asistir al operador o ingeniero en sus tareas específicas que involucren elementos combustibles. Las reglas de ese tipo fueron esbozadas en el presente y pertenecen al área de:

1) Análisis de sensibilidad.
2) Susceptibilidad de combustibles a fallas por SCC.

La participación en proyectos internacionales de validación de códigos como el CRP FUMEX de la IAEA cumple la doble función de subir las acciones del código participante y de proveerse de información de primer nivel en cuanto a irradiaciones experimentales, obteniendo la información equivalente a haber participado de los experimentos originales y reduciendo sensiblemente la necesidad de futuras experiencias propias.

El uso habitual de este tipo de códigos y técnicas de cálculo es para el área del diseño. El punto común de los ejemplos aportados en el presente trabajo, es el desarrollo de herramientas de cálculo específicas, para la asistencia en los procedimientos de las centrales nucleares, tendientes a

disminuir las tasas de fallas y los costos involucrados a partir del conocimiento aportado por el modelado del comportamiento de barras combustibles.

En un marco cada vez mas abierto a la competitividad, la generación de criterios para la reducción de fallas es un punto central para el mantenimiento y mejoramiento de la competitividad COMERCIAL y no solo científica, por ello, el modelado del comportamiento de combustibles, las experiencias de laboratorio y el análisis de performance y post-irradiación, deben entenderse como herramientas de diseño y asistencia a la operación de centrales nucleares. No la actual situación en que, la operación de centrales nucleares, es una excelente herramienta para el mejoramiento de los modelos y sofisticación de los experimentos de laboratorio.

REFERENCIAS

[1] Santiago Harriague, Graciela Coroli y Eduardo Savino. "*BACO (BArra COmbustible), a computer code for simulating a reactor fuel rod performance*", Nucl. Eng. & Des. 56(1980) 91-103.

[2] Armando Carlos Marino, Eduardo J. Savino, Santiago Harriague, "*BACO (BArra COmbustible) Code Version 2.20: a thermo-mechanical description of a nuclear fuel rod*". Journal of Nuclear Materials Vol. 229, April II, 1996 (p155-168).

[3] C. Grant, "*PUMA - Sistema para la simulación de del Funcionamiento de Reactores Nucleares; Fundamentos Teóricos y su Utilización*", CNEA-Re-163 - Junio 1980

[4] J. Spino, "*Fragilización de la vaina de Zircaloy-4 en elementos combustibles PWR por acción de los productos de fisión volátiles. Fenómeno de corrosión bajo tensiones activado por iodo. Influencia interna de la química interna del combustible.*", PhD thesis Instituto de Física Dr. Balseiro, Universidad Nacional de Cuyo, Argentina, 1988.

[5] P. T. Truant, "*CANDU Fuel Performance: Power Reactor Experience*", IAEA/CNEA International Seminar on Heavy Water Fuel Technology, S. C. de Bariloche, 1983, June 27-July 1.

[6] P. Chantoin, J. Turnbull and W. Wiesenack. "*Summary of findings of the FUMEX programme*", IAEA, TCM on Water Reactor Fuel Element Modelling at High Burnup and its Experimental Support , Windermere, UK, 19-23 September 1994.

[7] W. Wiesenack. "*Data for FUMEX: Results from Fuel Behaviour Studies at the OECD Halden Reactor Project for Model Validation and Development*", IAEA, TCM on Water Reactor Fuel Element Modelling at High Burnup and its Experimental Support , Windermere, UK 19-23 September 1994.

Trends to recover the competitiveness for the nuclear industry

Juan Esteban Bergallo
Comisión Nacional de Energía Atómica
Centro Atomico Bariloche - 8400 San Carlos de Bariloche
Rio Negro - Argentina

Introduction

In the last two decades, the nuclear generation industry has not been able to achieve the original's expectations that supported its introduction in electricity generation fields (1). Also it has not been able to maintain generation costs lower than other's generation sources, like carbon, oil and gas (2, 3, 23).

This situation shifts the nuclear generation industry outside the markets in most developed countries, in the whole developing countries, and allowed a continuum develop only in several countries on the Pacific Rim (4, 5, 6, 21).

Also important pressures have been started against nuclear industry in many countries, focused on safety, economic aspects, and the solutions proposed for the nuclear waste treatment and disposal methods

The intention of this work has been take a look over the economical and technical aspects, which have been important to achieve the present situation, and what are the principal aspects to change if the competitiveness of nuclear industry wants to be recovered

The change of economical factors inside the nuclear industry

From the beginning of the commercial nuclear electric generation has been noted, and after confirmed, a tendency to escalation of costs in all parts that compose the price of generated electricity (7, 8).

The capital expenditures, in constants' values, for construction and start up of nuclear power reactors have had an important increasing rate, with the following examples by selected countries.

In United States of America the installation costs have been increased 3.40 times, considering overnight costs per kw for plants which started its construction between 1966 and 1967 and those which started its construction between 1975 and 1976 (8).

In Canada assuming the overnight cost per kw the escalation has been only 1.2 times, form reactor which has been started its construction in 1966 and those which stared its construction in 1978 (8, 9).

In France assuming the overnight costs per kw the escalation has been 1.65 times, from reactors which have been started its construction in 1974, and those which started its construction in 1990 (8).

For others countries the experience achieved have showed the same pattern of increasing in costs, higher than Canada or lower than USA.

The operation and maintenance costs have had an increment too, due to the rise of costs of spare parts, that is similar to the increase of capital expenditures, and an increase in the maintenance works needed to maintain each nuclear power station running at acceptable safety levels according with national regulations.

Fuel cycle costs have been the only part to achieve the originally expected tendency, it has been an important decrease of the items involved, the most clear example has been the reduction in the costs of natural uranium, 4 times from prices in 1975 and 1995 (10, 11).

The fabrication, enrichment, and conversion costs have had the same trend during the latest years (10).

The problems with fuel cycle costs have been the back end prices assumptions, which have had a continuum tendency to rise. In the opposite direction, the increase of interest rates has lowered the back-end costs incidence in the whole price of generated electricity, doing difficult to know the tendency in the long future.

The change of economical factor outside the nuclear industry:

The most important external factor, affecting the economical behaviour of nuclear industry, has been the rise of interest rates which change discounts rates used to evaluate the energy costs produced by any power plant.

The rise has been due to two factors, one of them was the real increase of interest rates, and the other was the increasing risks (in monetary terms) applied to nuclear power plant's development in several countries (22).

The first factor, the increase of interest rates, have been observed from the late '80, and today the long term interest rates for US Treasury Securities are higher than 4 % per year in real terms or other economical index like Standard & Poor's "500" which over 53 year period (1926 - 1978) the real rate of return averaged 8.5 % (12, 13, 14).

The second factor, the increasing risk has been due to the experience obtained in the operation and expectation of behaviour of nuclear power plants, for example the increasing costs during the construction period, the observed delays, and the back-end expected costs.

This has forced an increase in the discount rate used to evaluate the projects for construction of any nuclear power plant. The whole situation has made today difficult to evaluate the costs of generated electricity in any nuclear power plant with discount rate lower than 10 % per year in real terms.

The first responses

During the late '70, in response to increasing costs and undesirable trend to rise observed, many suppliers have been done efforts to cut back this tendency.

Many improvements have been made, increasing of nuclear power plants' capacities, achieving designs with 1400 Mw of installed power, or multi-station designs, in order to reduce the costs per unit of energy (15).

With the increasing capacity, the situation has been more difficult for any new development, because the capital expenditures have been higher, the uncertainties have been increased, and the possibility of the companies to assume these general expenditures have been diminished considerably.

It must be taking into account for introduce any nuclear power plant of 1400 MW, the utility involved need a total capital expenditure of more than 2100 US millions if price of 1500 US $/kw could be achieved, and an amount of 2800 US millions must be needed at prices of 2000 US $/kw (16).

In the case of a multi-station like Bruce 4-8, the amount of money required could be estimated in the range of 5100 to 6800 US millions for prices ranges between 1500 to 2000 US $/kw (15).

Together with this economical constrains, there are a technical one, because it's necessary to have an electrical grid of 20000 Mw to allow the connection of the new power station of 1400 Mw, and grows of electrical demand must be higher than 8% per year to use the new machine in full capacity after its start of operation. More difficult is to introduce the concept of multi-station, because the grow rate or the installed capacity must be greater than the previous values.

Goals to be achieved focused on the recover of competitiveness

In the previous sections have been described many factors that have been played important roles to reach the current situation in many countries.

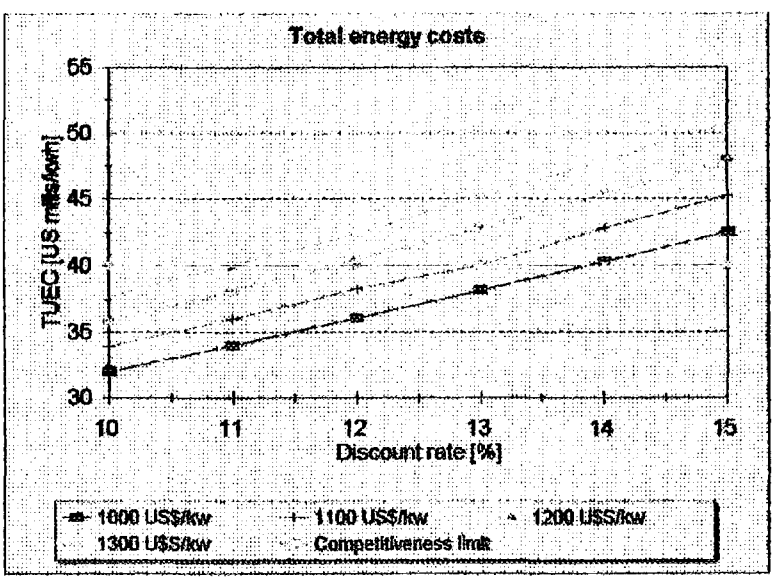
Now we try to expose the paths to recover the lost competitiveness.

1.- The industry must give a response to the whole word, with small nuclear powers' plants, not only to those countries that could install reactors with a capacity greater than 1400 Mw (17).

The desirable module to meet this demands shall be as low as 200 to 300 Mw, comparable with the capacities achieves by others' competitors.

2.- The overnight costs must be lowered for these modules to achieve a total unit energy cost (TUEC), lower than 40 US mills/kwh (based on the expected gas costs in our country), assuming constructions' times of 4 years and discount rates in the range of 10 to 15 % (3, 13, 14, 24).

These requirements must be achieved according to the following figure at cost ranges of 1000 to 1300 US $/kw.



This figure has been obtained considering a Pressurised Heavy Water Reactor (PHWR), assuming a load factor of 85 %, life time 30 years, actual fuel cycles costs (3).

3.- The operation and maintenance costs must be moved to lower values and maintain its during the whole life of nuclear power plant.

4.- The tendency of fuel cycles costs must be maintain, and many effort must be done to achieve real and stable back-end cost.

5.- Once those results were really achieve, a real task to demonstrate the real facts around nuclear industry must be carry out.

Conclusions

The improvements to achieve the previous expected goals, sound today a very difficult task, but it could not be more difficult that the development of the nuclear reactors or the improvements done by the other's energy sources in the last decades (18, 19, 20).

Strong focus must be put to relax the constrains developed during these years and rethinking the nuclear power designs, doing a realistic industry, without others' scopes than electricity generation.

In this way seem to be important for the future adds new variables to the problem, and break current limits, one of this is the thermal efficiency, which has been one of the principal items used by others' sources of energy to achieve his current success.

This is an important variable that allows to attack all the item inside the nuclear industry to reduce the costs of generated energy.

If the nuclear competitive modules became smaller, it could be thinking as real standard modules and many difficulties to achieve the required financial agreements will be relaxed, allowing to small utilities access to the amounts of money needed to buy a nuclear power station.

This came to solve a very big problem, will expand the market, and all the discussion about how to finance nuclear power plants will be ruled out and allow those developing countries or small utilities to assume the proper risk to introduce in this market (16, 25).

To solve the problems coming from safety and waste areas, similar approaches may be taken, making the nuclear power electricity generation a competitive and reliable energy source.

References

(1) Michel Damian - Nuclear power, The ambiguous lessons of history. Energy Policy Vol 20 - Number 7 - July 1992. pag 596 - 607.

(2) OECD - Projected of generating electricity Update 1992 - OECD/IEA, NEA 1993

(3) P.C. Florido - J.E. Bergallo - Propuesta de central económicamente viable para Argentina - CNEA -F-2/95 . Junio 1994 also in Anales del simposio sobre Planificación energética, la opción nuclear. Latin America Section of American Nuclear Society - Buenos Aires 26 - 30 junio 1994.

(4) Atom - China wants more power for the people - Atom Number 437 January/February 1995.

(5) Nuclear Engineering International - Balance tilts on the Pacific Rim - Nuclear Engineering International - April 1994.

(6) Nuclear News - Kepco plans 18 more reactors by 2006 - Nuclear News - November 1992.

(7) James G. Hewlett - The operating costs and longevity of nuclear power plants, Evidence from the USA. Energy Policy Vol 20 - Number 7 - July 1992. pag 608 - 622.

(8) Gordon Mac Kerron - Nuclear costs, Why do they keep rising?. Energy Policy Vol 20 - Number 7 - July 1992. pag 641- 652.
(9) IAEA - Nuclear Power Reactors in the World - Reference Data Series N 2 - IAEA - April 1990 edition.
(10) Nuexco - Monthly report N 274 - Nuexco. June 1991.
(11) Uranium Institute - Newsletter #1 January - February 1996.
(12) G. A. Fiancette - Nuclear power plant programme financing: the EDF experience - IAEA Tecdoc 610 - Proceedings of a Topical Seminar held in Jakarta, 4 - 7 September 1990.
(13) Lawrence W. Tuller - High-risk, high-return investing - John Wiley & sons, Inc - 1994.
(14) James E. Hodder - Henry E. Riggs - Pitfalls in evaluating risky projects . The Harvard Business Review - Projects Management. 1995.
(15) A. M. Yu - Economics of nuclear power in Canada - IAEA Tecdoc 610 - Proceedings of a Topical Seminar held in Jakarta, 4 - 7 September 1990.
(16) IAEA - Financing arrangements for nuclear power projects in developing countries - IAEA - TRS 353 - Vienna 1993.
(17) John Javetski - Globalization of electricity markets - Electric Power International, February 1996.
(18) Hans Böhm - Gas turbines playing ever greater role on the global power plant market. Siemens Power Journal 2/95.
(19) Thomas Shulenberg - Key technologies for improving gas tubirne performance - Siemens Power Journal 2/95.
(20) Bernard Becker and Herman H. Finck - The 3A Series gas turbines established and new technologies combined with aeroengine know-how - Siemens Power Journal 2/95.
(21) Power Engineering International - Report predicts slight grow for wordwide nuclear capacity - Power Engineering International - September/Octuber 1995.
(22) R. Amrollahi - Issues affecting the economies of nuclear power proyects in developing countries. - IAEA Tecdoc 610 - Proceedings of a Topical Seminar held in Jakarta, 4 - 7 September 1990.
(23) P.M.S. Jones and G. Woite - Nuclear power investment and generation costs in comparison with alternative nergy sources - IAEA Tecdoc 610 - Proceedings of a Topical Seminar held in Jakarta, 4 - 7 September 1990.
(24) H. Noda - Capital costs reduction of nuclear power plants - IAEA Tecdoc 610 - Proceedings of a Topical Seminar held in Jakarta, 4 - 7 September 1990.
(25) K. B. Little - Nuclear development potential in New Brunswic: the 'whole-to-coal' model - IAEA Tecdoc 610 - Proceedings of a Topical Seminar held in Jakarta, 4 - 7 September 1990.

AR9700034

"PROYECCIÓN DE LA DEMANDA ELÉCTRICA PARA DOS ESCENARIOS DE DESARROLLO SOCIOECONÓMICO"

Margarita R. GOÑI
Sector Estudio de Reactores y Centrales
Unidad de Actividad "Reactores y Centrales Nucleares"
Comisión Nacional de Energía Atómica(CNEA)-Argentina

1.- INTRODUCCIÓN

En el presente estudio se realiza una proyección de la demanda eléctrica para dos escenarios de crecimiento socio-económico diferente en el período 1993-2010 tomando como año base el '93.

Para esta proyección se utilizó el programa MAED del paquete ENPEP e información disponible del INDEC, CAMMESA, y el Ministerio de Economía.

Los resultados de la construcción del año base alcanzaron ajustes con errores que no superan el 2% respecto de los datos del balance energético nacional.

Las hipótesis de los escenarios fueron ritmos distintos de crecimiento del PBI a la vez que se plantea una penetración de los usos eléctricos sobre los demás usos energéticos tal como se ha venido observando en los últimos años desde la transformación económica.

2.- ANTECEDENTES

El Gobierno Argentino ha implementado una serie de reformas que incluyen la Ley de Emergencia Económica y la Ley de Reforma del Estado .Los principales lineamientos de esta reforma son:

- Privatización de las Empresas estatales, reforma impositiva y reducción del gasto público.
- Estabilidad monetaria y menores niveles de inflación.
- Desregulación de los mercados financieros y de bienes y servicios.

Esta transformación está ocurriendo mientras en el contexto internacional hay una serie de características que influyen internamente:

- Profundización del proceso de globalización
- Precios estables de la energía

Asimismo en el sector energético la reforma se puede caracterizar a través de las siguientes pautas:

- Promover la competencia
- Regular los sectores que son monopolios naturales
- Promover la formación precios basados en los costos reales
- Las inversiones de riesgo son asumidas por el sector privado
- Las expansiones están determinadas por las señales de precios
- Promover el uso racional de la energía

- Asegurar la libre disponibilidad del petróleo crudo
- Promover la integración regional
- Asegurar la protección del medio ambiente.

En la década de 1980 a 1990 el PBI declinó con una tasa anual del 1%.

Luego de la reforma económica en estos últimos cuatro años la economía Argentina pasó a ser una de las de mayor crecimiento de la región con valores de 8,7% en 1992 , 9% en 1993 y 6,7% en 1994 y un correspondiente crecimiento de la demanda de energía

La evolución del consumo de energético desde 1970 por sectores expresado en miles de toneladas de petróleo equivalente (KTOE),fue:

AÑO	1970	1975	1980	1985	1990	1993
AGRO	833	1164	1451	1541	1514	2044
INDUST	6534	6964	7295	7272	6791	8016
RESIDEN	3892	4777	5331	5779	6725	7577
SERVIC	649	898	1238	1670	1979	2177
TRANSP	7599	8366	10340	9256	9417	11575
no-ENER	1296	1858	2525	2085	2171	2528
TOTAL	20803	24031	28180	27603	28597	33917

y por forma de energético, expresado en KTOE:

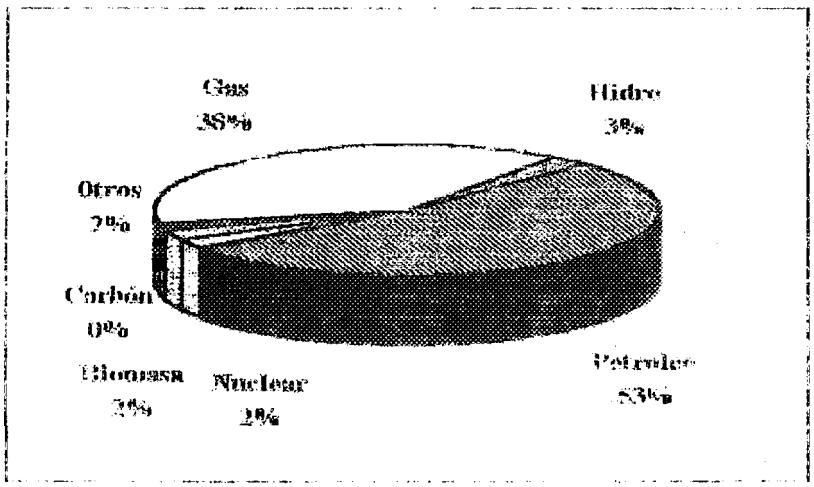
AÑO	1970	1975	1980	1985	1990	1993
FOSIL	8930	10178	10731	11199	11666	13169
ELECTRICIDAD	1537	2127	2828	3170	3470	4152
MOTOR FUEL	8436	9466	11727	10743	10869	13554
COKE	101	70	33	43	136	20
NO-ENERGÉTICOS	1296	1858	2525	2085	2171	2528
TOTAL COMERC	20300	23699	27844	27240	28312	33423
NO-COMERC	503	331	336	363	284	495
TOTAL	20803	24030	28180	27603	28596	33918

Mientras que en la década de 70` el crecimiento de la demanda total de energía se ubicó en valores del orden del 6% en la década del 80` disminuyó al 3% como consecuencia de la depresión económica. A partir de los 90`comenzó a crecer nuevamente, con una tasa entre 8 y . 4% .

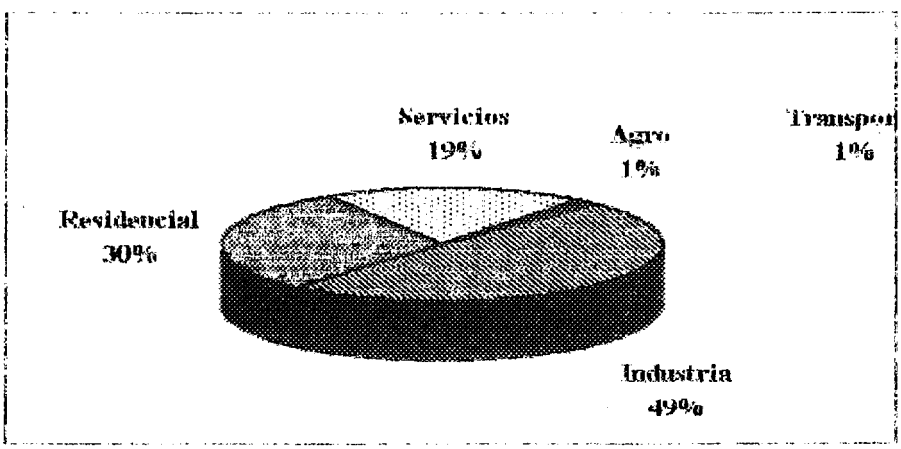
3.- DESCRIPCION

El presente estudio consistió en la construcción del año base 1993 tomando como datos un conjunto de valores consistentes con el balance energético, descriptivos de los hábitos y modalidades de uso de la energía en sus diferentes formas.

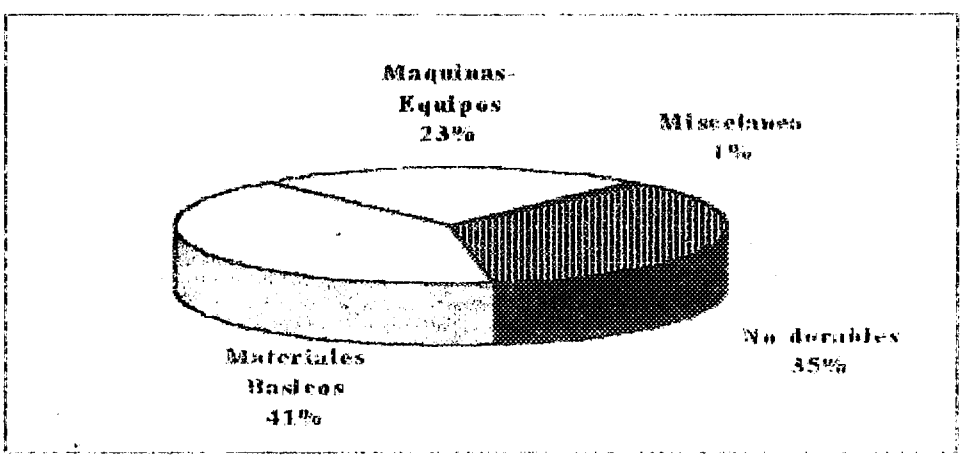
Luego se realizó la proyección de la demanda eléctrica para el período 93-2010 para el caso de dos escenarios diferentes de crecimiento socioeconómico.



El consumo eléctrico total se distribuye en los sectores de la siguiente manera:



La siguiente figura ilustra la forma en que se reparte el consumo eléctrico del sector industrial



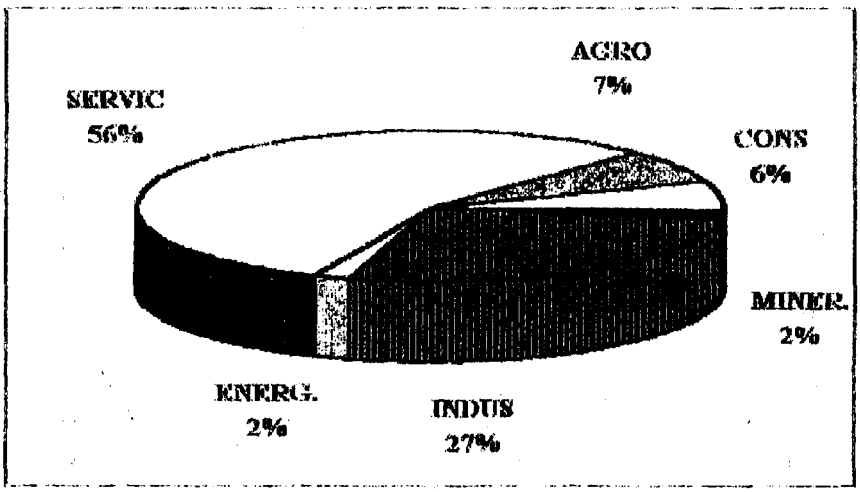
4.- CONSTRUCCIÓN DEL AÑO BASE

Para la construcción del año base 1993 se utilizaron dos tipos de datos:

- Parámetros constantes, obtenidos de regresiones sobre los últimos 10 o 15 años
- Parámetros dependientes del tiempo referidos a los sectores:

1) Manufactura, industria
2) Transporte
3) Residencial / Servicios

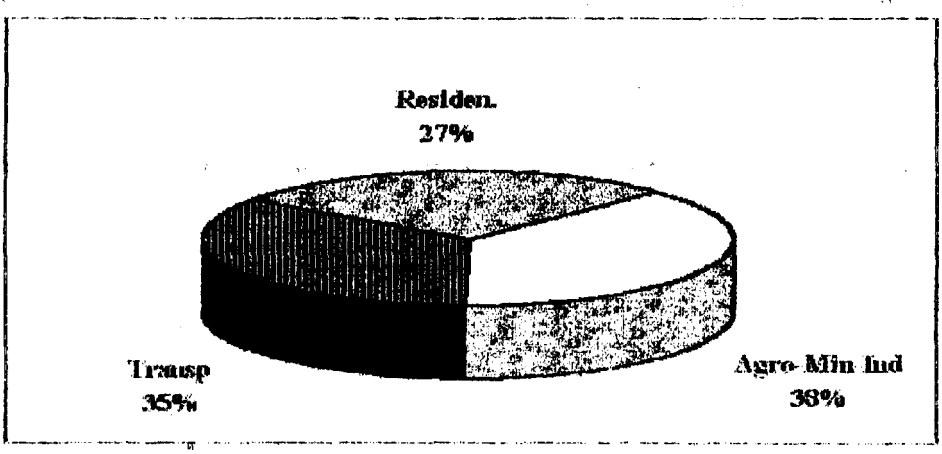
En el año base 93' la estructura del PBI por sector económico era la siguiente:



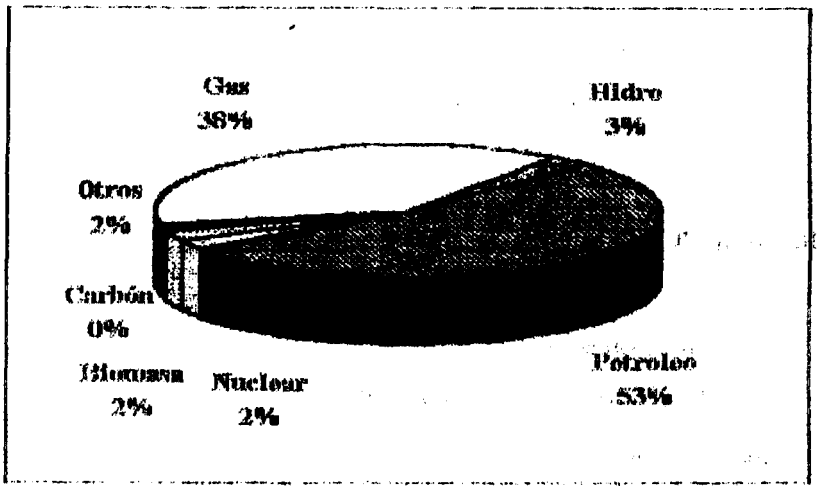
El mayor sector económico era el de servicios con el 55,48%, seguido del sector industrial con el 26,9% y el sector agrícola con el 7,4% .

El más importante sub-sector del sector industrial en año 93' es el correspondiente a los materiales básicos. Le sigue el sector de no-durables, principalmente alimentos y finalmente maquinarias. y equipos.

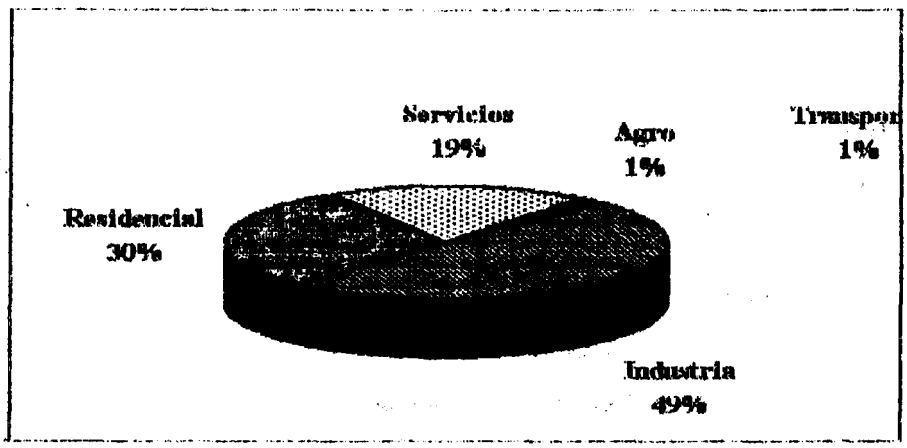
La distribución de la energía final por sectores para el año base es la siguiente:.



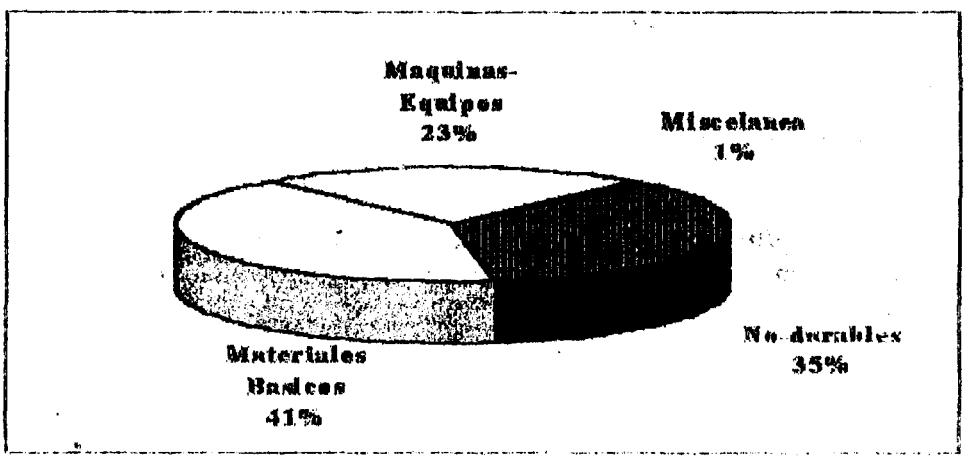
La distribución de la oferta de energía primaria por tipo de combustible es la siguiente:



El consumo eléctrico total se distribuye en los sectores de la siguiente manera:



La siguiente figura ilustra la forma en que se reparte el consumo eléctrico del sector industrial



La formulación del año base alcanzó una discrepancia respecto de los datos del balance energético menor al 2%.

5.- DISEÑO DE LOS ESCENARIOS

Para analizar la evolución de la demanda de energía bajo diferentes condiciones de desarrollo socio-económico, se diseñaron dos escenarios.

Las principales cuestiones que los caracterizaron fueron:

- El rol de la electricidad en el crecimiento económico
- Reducción de la intensidad energética en los sectores de transporte e industria.

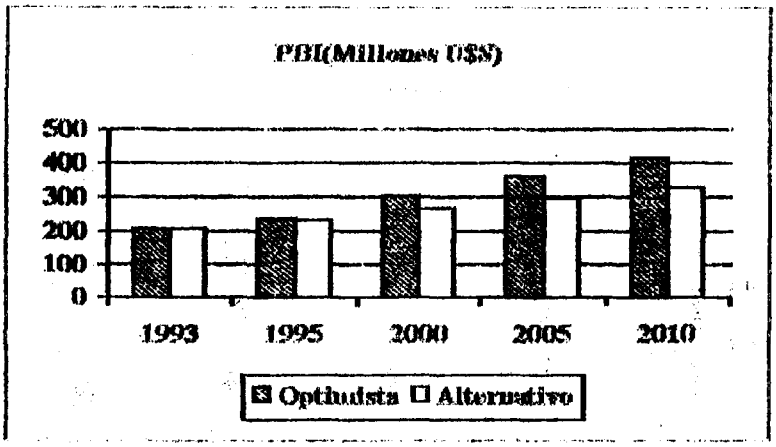
Las principales hipótesis en el contexto internacional son:

- Reducción de las barreras arancelarias
- Afianzamiento del MERCOSUR (Mercado de 180 millones de hab)

En el plano interno el escenario de referencia está caracterizado por:

- Moderada tasa de crecimiento del PBI y decreciente.
- Incremento de la participación del sector servicios en el PBI.
- Participación constante de la industria en el PBI.
- Crecimiento del sector maquinarias y equipos.
- Crecimiento demográfico a tasa decreciente.
- Aumento de la población urbana.
- Estabilidad de los precios de la energía.
- Disminución de la pérdidas eléctricas
- Mejoras tecnológicas como consecuencia de la apertura económica y del incremento de la actividad económica..
- Aumento en el transporte de carga por camión.
- Continuidad y profundización de las actuales políticas energéticas.

Para la construcción del escenario alternativo se consideró un crecimiento más lento del PBI mientras que el resto de los parámetros se mantienen iguales a los del escenario anterior.



6.- RESULTADOS

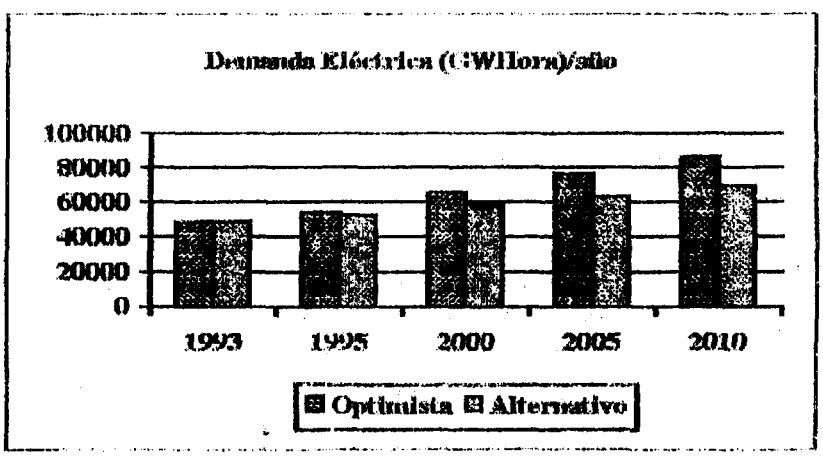
6.1.- Análisis de la demanda futura

En la evolución de la demanda de energía puede verse que la mayor porción corresponde a los combustibles fósiles pero el mayor crecimiento en el período de estudio corresponde a la electricidad.

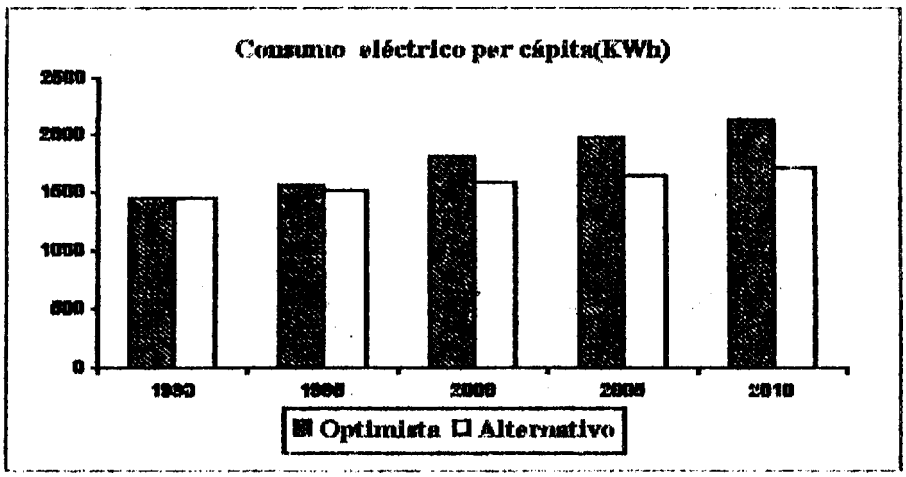
6.2.- Principales diferencias de los escenarios

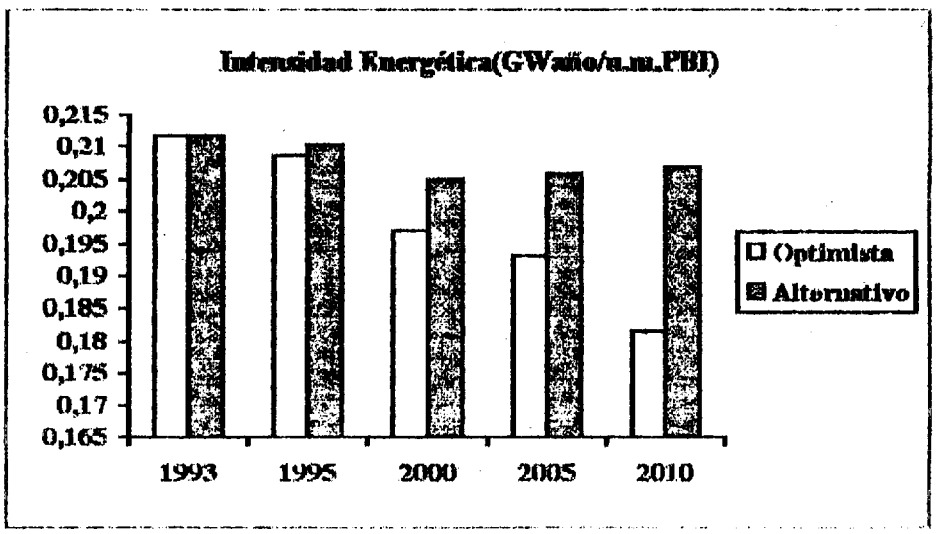
En el escenario de referencia se asumió un mayor nivel de actividad y una mas alta participación del sector industrial. La apertura económica y el crecimiento del PBI llevan a un equipamiento mas moderno y por lo tanto una disminución de la intensidad eléctrica.

En el escenario Alternativo se plantea un menor crecimiento del PBI y por lo tanto una demanda eléctrica menor que en el escenario anterior.



En el escenario Alternativo se plantea que las tendencias que se han dado en el último año se mantengan hasta el año horizonte. Un menor crecimiento del PBI ,un predominio del uso de la electricidad en el sector residencial y una mayor participación del sub sector de materiales básicos principalmente destinados a la exportación. dan el resultado de una mayor intensidad energética en el año horizonte (2010).





7.- CONCLUSIONES

Como se ha visto los escenarios Optimista y Alternativo muestran dos ritmos de crecimiento de la actividad económica. La demanda eléctrica fuertemente ligada al crecimiento del PBI acompaña a éste con elasticidades mayores que uno, mas o menos constantes. En el escenario Optimista la intensidad eléctrica es mas decreciente debido a que la innovación en el equipamiento industrial debe conducir a menores consumos por unidad de PBI, un uso mas eficiente de la energía en general y de la electricidad en particular.

Sin embargo el escenario Alternativo presenta un crecimiento significativo de la demanda eléctrica que no esta determinado por el crecimiento del PBI. Lo que se ha observado en los últimos años y posiblemente sea una tendencia que se sostenga en el tiempo es que la estabilidad económica produjo un progresivo incremento de los elementos de confort en el sector residencial y una mayor tecnificación del sector servicios en detrimento de la mano de obra empleada. Esta demanda es mas inelástica que la demanda de los sectores productivos y constituye un piso para las proyecciones futuras aun en escenarios fuertemente recesivos.

8.- REFERENCIAS

- Model for analysis of the energy demand (MAED) IAEA-Tecdoc-386
- Informes mensuales tecnicos del MEM. CAMMESA
- Proyección de la demanda eléctrica argentina en el marco de la reforma económica- M.R. GOÑI-CGEN-(1996)

PANORAMA DE LOS RECURSOS URANÍFEROS DE LA ARGENTINA

Solís, R., Lardone, L., Navarra, P., Valdiviezo, A., Ferreyra, R., Benitez, A., Apesteguía, J., Gorustovich, S.
Comisión Nacional de Energía Atómica
Gerencia Centro Atómico Ezeiza
Unidad de Actividad Geología

1. Aspectos históricos de la exploración y producción de uranio

Luego de los primeros trabajos sobre manifestaciones de minerales de uranio llevadas a cabo desde 1945 por la Dirección General de Fabricaciones Militares y posteriormente por la Universidad Nacional de Cuyo, en 1950 la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) comienza la actividad exploratoria por uranio en el país. Uno de los objetivos principales de la CNEA es esa época era saber si se disponía o no del material que la Nación consideraba estratégico.

Como consecuencia de sucesivos programas de prospección llevados a cabo por la CNEA, fundamentalmente prospección radimétrica aérea y en menor medida radimetría terrestre y geoquímica, además del estudio de los antecedentes mineros, se descubrieron numerosas anomalías e indicios uraníferos. En 1968 se habían puesto de manifiesto todos los distritos uraníferos conocidos en la actualidad: el Tonco en la provincia de Salta; Los Gigantes en Córdoba, Sierra Pintada y Huemul, en Mendoza y Los Adobes en la provincia del Chubut (Adjunto 1). Trabajos de exploración de mayor detalle, fundamentalmente mediante perforaciones, permitieron localizar yacimientos económicos en esos distritos, algunos de ellos ya explotados y otros actualmente en vías de explotación.

Además, en base a estudios geológicos, mineralógicos, petrográficos, y geoquímicos se fue avanzando en el conocimiento de la geología del uranio, en especial en aquellos distritos con mayor grado de exploración, mejorando los conocimientos sobre la génesis de los yacimientos y facilitando en consecuencia nuevas guías para la exploración. Los depósitos encontrados corresponden principalmente a los denominados yacimientos de uranio en areniscas, vetiformes y yacimientos asociados a rocas volcaniclásticas. Por otra parte, se realizaron algunos débiles y esporádicos intentos de investigación de la favorabilidad o potencial uranífero del país, basados en el estudio de sus grandes unidades geológicas.

La explotación de minerales de uranio comenzó en 1951 en las minas Soberanía, Pagagayos e Independencia (Provincia de Mendoza), produciéndose unas pocas toneladas de concentrados en la planta Córdoba hasta 1955. En 1954 comenzó la producción de concentrado de uranio en la Planta Malargüe con mineral procedente de la mina Huemul, extendiéndose su actividad hasta 1987. Con el transcurso del tiempo se fueron agregando luego otros centros de producción: mina Don Otto, en el distrito del Tonco (1960-1982); Dr. Baulíes-Los Reyunos en Sierra Pintada (desde 1976 hasta la actualidad); Los Adobes y Cerro Cóndor en el distrito de Los Adobes (1976-1981). Asimismo, deben mencionarse otros centros productivos de menor envergadura operados por particulares por contrato con la CNEA en Schlagintweit, Los Gigantes, Provincia de Córdoba (1982-1989), La Estela, Provincia San Luis (1985-1990) y Los Colorados, Provincia de La Rioja (1993-1996). La producción total acumulada es de 2.570 TnU.

2. Estudios en curso sobre geología del uranio y actividades de prospección, exploración y evaluación.

2.1. Geología del uranio

Luego de algunos intentos anteriores de sistematizar las investigaciones tendientes a establecer el potencial uranífero, recién en 1991 se integró un proyecto de mediano plazo denominado "Proyecto de estudio de la favorabilidad geológico-uranífera de la República Argentina" (Valdiviezo, 1991), cuyo objetivo es determinar el potencial uranífero del país y seleccionar las áreas más convenientes para la aplicación de nuevos programas de prospección y exploración. Para tal fin se resolvió subdividir el territorio nacional en 57 unidades de investigación, de base litoestratigráfica, lo que permite analizar en forma contínua la evolución geológica del territorio e investigar el ciclo geoquímico del uranio a lo largo de esa historia evolutiva, permitiendo establecer la aptitud de cada unidad para el entrampamiento del uranio y su acumulación en cantidades suficientes para constituir depósitos. La metodología utilizada es la desarrollada y aplicada inicialmente en el "National Uranium Resourses Evaluation program" de los Estados Unidos (USERD Administration, 1976; Golabi y Lamont,1978) y perfeccionada por Finch y McCammon (1987) y el Organismo Internacional de Energía Atómica (1992) y tiene entre sus objetivos disminuir la subjetividad del evaluador.

La primera fase de este trabajo es la elaboración de la base geológica, en base al análisis, síntesis y reinterpretación de información geológica existente y al estudio de la interacción del ciclo geoquímico del uranio con el cuadro geológico de cada unidad, complementada con reconocimientos expeditivos en el terreno. La información se estructura de acuerdo a los ocho esdadíos de los modelos genéticos conceptuales de Finch y McCammon (1987), que son secuencias cronológicas, teóricas, de procesos geológicos que dan origen a depósitos minerales y que relacionan directamente la génesis de los mismos con las evidencias geológicas de campo y de laboratorio. Con esta información se integra una matriz de comparación de las características geológicas de los depósitos de uranio en un área conocida, llamada área de control, con las del área investigada. Esta herramienta permite calificar la favorabilidad geológica, obteniendo como resultado una primera selección en términos de: a) unidades favorables, b) unidades desfavorables y c) unidades de favorabilidad incierta.

La segunda fase comienza con la determinación del tipo de depósitos que sería posible encontrar, en base a las similitudes geológicas con el área de control, la que contiene yacimientos de un tipo o modelo determinado, ya explorados y a veces explotados. Luego se estima la cantidad de uranio no descubierto,"endowment", que es la cantidad de uranio con tenor superior a 0,01% de U_3O_8 que se supone puede estar contenida en una unidad dada, acorde a sus características geológicas y se expresa como probabilidad estadística.

La tercera fase consiste en la estimación económica de los recursos uraníferos potenciales, cuyo objetivo es arribar a cifras que varían entre valores máximos y mínimos de tonelajes y leyes probables de cuerpos mineralizados que sería posible encontrar en cada unidad, teniendo en cuenta además de las características geológicas, factores de carácter económico tales como dimenciones, tonelajes, tenores y profundidades de los cuerpos mineralizados, posibles costos de exploración, explotación, tratamiento,etc. Costos éstos que se extrapolan de las áreas de control.

Por último, la cuarta fase es la integración de áreas geográficas que incluyan unidades favorables, susceptibles de ser prospectadas y exploradas en conjunto; y en establecer un orden de prioridad de estas áreas, según su potencial y su economicidad, con el fin de elaborar un cuadro nacional de prioridades de prospección. Finalmente, se ejecutarán los

estudios geológicos complementarios en las unidades de favorabilidad incierta, las que deberán luego, ser sometidas a todo el proceso de investigación.

Las seis unidades en las que el trabajo se encuentra más avanzado corresponden a distritos uraníferos ya conocidos, y son las siguientes:

Unidad II- Basamento igneo-metamórfico de las Sierras Pampeanas: corresponde al zócalo Proterozoico Superior-Paleozoico de la región central del país donde el estudio geológico se ha centrado especialmente en el análisis de la evolución geoquímico-metalogénica de los sistemas magmáticos en relación a su historia estructural; habiéndose discriminado como favorables los granitoides peraluminosos de origen cortical, en los que son conocidos indicios y depósitos uraníferos, correspondientes a los modelos vetiforme y de impregnación,de localización intra y perigranítica, tipo Limousin-Macizo Central Francés, (Cuney et al., 1989; Cuney, 1990; Blasón, 1991; Gorustovich et al., 1991; Blasón y Gorustovich, 1993).

El endowment ha sido estimado solo en el batolito de Achala, Prov. de Córdoba (Grupo Geología del Uranio, CNEA,1995-a), integrando un área de control alrededor del yacimiento Schlagintweit en el marco de un convenio con el OIEA, al igual que en las otras 5 unidades, reviste el carácter de ensayo preliminar.

Unidad VI-Cuenca cretácica del Grupo Salta: en esta cuenca sedimentaria de amplia distribución en el noroeste argentino y en los territorios vecinos de Bolivia, Chile y Paraguay, si bien el estudio geológico abarcó la totalidad de la cuenca, la estimación del endowment se limitó a la Formación Yacoraite (Gorustovich, 1995), por ser la más favorable. Se trata de una secuencia predominantemente calcárea con intercalaciones con intercalaciones de fangolitas, lutitas y arcilitas, con cambios de facies a areniscas de variada granulometría en los bordes de cuenca (Gorustovich, 1993). En el Distrito uranífero Tonco (Gorustovich, 1995), la Formación Yacoraite presenta marcados cambios laterales de facies y la mineralización se localiza en las zonas de transición de estas unidades litofaciales, observándose que los cuerpos mineralizados principales están asociados a pelitas carbonosas intercaladas en arcosas, hacia las que se difunde por oxidación.

Unidad XXIII-Bloque de San Rafael: el trabajo en esta unidad se circuscribió a la estimación del endowment correspondiente al Grupo Cochicó (Grupo Geología del Uranio, CNEA, 1995-b), que en el área mineralizada está integrado por las formaciones: Yacimiento Los reyunos y Arroyo Punta del Agua, (Rodriguez y Valdiviezo, 1970) la primera de las cuales alberga la mayor parte de los depósitos uraníferos del Distrito Sierra Pintada, estando litológicamente constituida por cuatro miembros: Psefítico, Andesítico, Toba Vieja Gorda y Areniscas atigradas. Este último, está constituido por areniscas arcósicas de grano predominantemente medio, de procedencia piroclástica, distribuidas como horizontes anulares continuos alrededor del aparato volcánico, que en sección vertical se interdigitan con los ciclos piroclásticos (Lardone et al, 1993). Las referidas psamitas, son las rocas hospedantes de los cuerpos uraníferos formados a partir de soluciones enriquecidas en uranio por lixiviación de rocas efusivas (Tipo Volcánico-Subtipo estratoligado-Clase extracaldera; Dahlkamp, 1989).

Unidad XXIV- Cuenca triásica cuyana: se ubica en las provincias de Mendoza y San Juan. Corresponde a una cuenca de origen tafrogénico desarrollada entre el Pérmico superior y el Triásico inferior, constituida por sedimentitas fluviolagunares deltaicas (pelitas, psamitas y psefitas continentales) con rocas efusivas intercaladas; depositadas sobre un relieve de fosas y pilares (Moreno, 1992). Los indicios uraníferos presentes corresponden al tipo areniscas tabulares y no han sido estudiados en detalle, habiéndose utilizado, como área de control para la estimación preliminar del endowment, el Distrito Uranífero Huemul de la Cuenca Neuquina (Grupo Geología del Uranio, CNEA, 1995-c)

Unidad XXVIII- Cuenca cretácica del Grupo Neuquén: según Saucedo (1994), comprende una potente acumulación de sedimentos continentales, de edad cretácica superior, compuestos

por arenitas y fangolitas fluviales y fluviolacustres, que se depositaron en tres episodios, cada uno de los cuales se inicia con términos conglomerádicos y culmina con facies pelíticas. La mineralización de uranio conocida se ubica en el segundo de ellos, en el borde septentrional de la cuenca, hospedándose en en areniscas y conglomerados arenosos interestratificados con limolitas y fangolitas, impregnadas con bitúmen. Existen numerosos indicios y depósitos uraníferos, siendo los más importantes: Huemul, Agua Botada, Cerro Mirano, Rosa, Urycó y Puesto Moya, cuya área de afloramiento y cuyos parámetros se tomaron en cuenta para integrar el Area de Control que sirvió de base para la estimación preliminar del endowment de toda esta cuenca, como de la Cuenca triásica Cuyana (Grupo Geología del Uranio, CNEA, 1995-d).

Unidad XLVI- Sedimentitas cretácicas del Grupo Chubut: las sedimentitas del Grupo Chubut de edad barremiana superior-albiana se componen por una sección inferior clástica de origen fluvial una intermedia vulcaniclástica y una superior clástica, que rellena valles y cuencas. Existen importantes depósitos uraníferos en la sección inferior (Cerro Solo, Cerro Condor, Los Adobes, El Molino, etc.) y una gran cantidad de indicios y anomalías radimétricas distribuidas en toda la cuenca y en las tres secciones mencionadas (Fuente y Gayone, 1993). Los depósitos que se albergan en las secciones clásticas corresponden al modelo uranio en arenicas, controlado por canales, siendo las rocas portadoras: conglomerados y areniscas gruesas a finas y aún limosas, con material carbonoso y sulfuros; la mineralización fué preservada por cementación carbonática postmineral (Marveggio y O'Connor,1996). Las rocas hospedantes de los indicios y depósitos vulcanigénicos de la sección intermedia son: tobas, chonitas y tufitas riolíticas, riodacíticas y dacíticas, porosas y permeables, que se habrían impregnado en uranio liberado de las mismas vulcanitas por alteración hidrotermal. El área de control para la estimación preliminar del endowment de las secciones clásticas, se integró con los parámetros de los depósitos del Distrito Pichiñán, mencionados más arriba. Para el caso de los vulcanigénicos, se consideraron los depósitos de Laguna Colorada y Bardas Coloradas (Grupo Geología del Uranio, CNEA, 1995-e).

2.2. Exploración y evaluación

En lo relativo a estudios de detalle, al presente la CNEA lleva a cabo la última etapa de un proyecto de evaluación del depósito de uranio Cerro Solo, con el que se propone definir a nivel preliminar las posibilidades económicas de un área de gran potencial, investigando al mismo tiempo el modelo geológico característico de la región a fin de facilitar su exploración (Navarra, P. y Benítez, A., 1995). Con estos objetivos se han ejecutado entre 1990 y 1995 inclusive, 50.200 m de perforaciones en el yacimiento mencionado y sectores de su influencia, confirmándose recursos de un volumen significativo en los sectores principales del yacimiento, y posibilidades de ampliarlos en los sectores periféricos. Los recursos identificados hasta la fecha se indican en el cuadro: Tabulación de recursos de uranio (Adjunto 2).

Se trata de un yacimiento de uranio del tipo arenisca, alojado en sedimentitas fluviales cretácicas del Grupo Chubut, situado en la Provincia del Chubut, 400 km al Oeste de la ciudad de Trelew, 1900 km al Sudoeste de Buenos Aires, a 630 m de altitud sobre el nivel del mar.

Los principales cuerpos mineralizados yacen a profundidades de 70 a 110 m, con 3 m de espesor promedio y ley de 0,3 a 0,5 % de uranio. La mineralización es de tipo tabular y distribución irregular, con concentraciones frecuentes de alta ley y espesor.

Al presente la CNEA está dando a conocer a las empresas mineras y a las vinculadas con el sector nuclear, los avances producidos en la evaluación del yacimiento Cerro Solo, a la vez que estudia la posibilidad de conformar un joint-venture a fin de realizar el estudio de factibilidad definitiva del yacimiento, y opcionalmente el desarrollo de un centro de producción de uranio en la Región Patagónica.

Por otra parte, se realizan trabajos de reconocimiento preliminar en la manifestación Las Termas, Provincia de Catamarca, que tienen como objetivo investigar un promisorio modelo de mineralización uranífera, característico del ámbito de las Sierras Pampeanas.

3. Recursos de uranio

En el cuadro adjunto: Tabulación de recursos de uranio (Adjunto 2) se resume la situación de los recursos de uranio de la Argentina a abril de 1996, restringida a aquellos depósitos con una expectativa de explotación económica positiva o potencial (Navarra, P y Sardín, P., 1996); se utiliza la terminología propuesta por el Organismo Internacional de Energía Atómica.

Debe destacarse que las cifras del cuadro corresponden a uranio recuperable del mineral explotable, es decir, se han descontado las pérdidas posibles en mina y planta de tratamiento, de acuerdo a la tecnología empleada o que se preve emplear; y que los distintos rangos de costos son acumulativos: cada rango incluye al de menor costo, en cada categoría.

4. Producción de concentrados

La producción del Complejo Minero-Fabril San Rafael, que la CNEA opera en Sierra Pintada, constituye el centro de producción con mayor capacidad existente en el país (120 tU/año) y el único activo al presente, se encuentra en una curva decreciente en los últimos años. En efecto, la producción pasó de 188.441 toneladas de mineral y 112.269 kgU en 1992, a 86.972 toneladas de mineral y 39.395 kgU en 1995, previéndose un decrecimiento aún mas marcado en el presente año.

Esta situación se origina por una parte en la presión de los bajos precios del uranio en los mercados internacionales, sumado a cambios producidos en la política internacional del país en relación al tema nuclear, ambos fenómenos experimentados en el período indicado, en el que se inició la importación de diversas partidas de uranio para producir un "mixing" con el de producción nacional.

5. Requerimientos de uranio; posibilidades en el largo plazo

Los requerimientos de combustible nuclear de la Argentina, basado en las dos centrales nucleoeléctricas en operación, incluyen 200 t de uranio anuales. En caso de finalizarse la construcción de la central Atucha II, que actualmente se encuentra suspendida, el consumo alcanzaría las 300 t de uranio anuales.

Estos requerimientos han sido cubiertos de manera creciente en los últimos años con concentrados de uranio importados, como se indicara en el apartado anterior, los que desplazaron por la presión de sus bajos precios a los recursos nacionales a una franja de economicidad marginal.

De todos modos, el incremento de los precios internacionales del uranio experimentado desde fines de 1994 (ver adjunto 4) , en una tendencia que los expertos estiman será sostenida (Underhill, D., 1995), abre la posibilidad de una reactivación de las actividades de exploración y producción de uranio en el país. Si esto ocurriera, como puede apreciarse en el adjunto 2, los requerimientos pueden ser cubiertos por concentrados de uranio nacionales sin inconvenientes en el corto plazo.

En el largo plazo, todas las hipótesis propuestas sobre la satisfacción de la demanda eléctrica sugieren una participación creciente de la nucleoelectricidad (Barceló, G., Florido, P. y Bergallo, J., 1993). Sin embargo, la mayor competitividad de las centrales a gas en el corto y

mediano plazo, desplaza la posibilidad de incorporación de nuevas centrales nucleoeléctricas hasta una fecha posterior al año 2005 (Quiles, E., Rey, F., Martin, M., 1994).

En este sentido debe considerarse, aún en la situación de achatamiento de la curva de requerimientos de uranio puesta de manifiesto en estos años, que la expansión futura de la nucleoelectricidad en la Argentina solo se dará sobre bases sólidas si se prevé a tiempo el desarrollo de recursos uraníferos suficientes.

6. Marco jurídico

Desde 1956 hasta 1995 estuvo vigente el Decreto N° 22.477 y su Decreto Reglamentario N° 5.423/57, que establecía un régimen para los elementos y minerales nucleares, así como para los yacimientos y minas que los contienen, distinto del que para las demás sustancias estatuye el Código de Minería. El mencionado Decreto había sido ratificado por Ley N° 14.467 y modificado por el Decreto-Ley N° 1.647/63 y por la Ley N° 22.246/80. Completaba el régimen legal el Decreto N° 2.765/80.

Si bien toda esta normativa estaba dirigida a regular la actuación de la actividad privada, debe destacarse que en el transcurso de los casi 40 años de vigencia de la misma, las actividades de prospección, exploración y producción de minerales uraníferos fueron realizadas casi en su totalidad por la Comisión Nacional de Energía Atómica, y se puede decir que el principal objetivo fijado en su momento por esa legislación se ha ido cumpliendo, dado que se fue asegurando el abastecimiento de uranio a las centrales nucleoeléctricas. La escasa participación de la actividad privada puede atribuirse a diversos factores, como las condiciones geológicas medianamente favorables de nuestro territorio, al propio bajo grado de la industria minera en general y las características propias del marco legal en la que se desarrollaba la actividad.

La Ley N° 24.498 de Actualización Minera promulgada en 1995 establece, además de diversas reformas al Código de Minería, la derogación y modificación de las normas legales sobre minerales nucleares que se acaban de mencionar. El objetivo de la ley en este sentido y en concordancia con la política minera que se viene desarrollando últimamente, es incentivar la participación e inversiones de la actividad privada. De hecho, los resultados observados hasta el momento por la aplicación de esta norma, que integra una nueva legislación, son una fuerte expansión de la actividad minera en general. De todos modos, la ley mencionada mantiene la facultad de la CNEA de participar en la prospección, exploración y explotación de minerales nucleares, pero con arreglo a las normas generales del Código de Minería.

Se comentarán a continuación los aspectos esenciales que diferencian el anterior régimen del actual.

Ante todo cabe aclarar que la Ley N° 24.498 declara minerales nucleares al uranio y el torio. No incluye entre ellos al plutonio, como lo hacía el Decreto N° 22.477/56, en razón que este elemento no se presenta en estado natural formando minerales de aprovechamiento comercial.

Prospección y exploración:

Al derogarse el Decreto N° 22.477/56 queda eliminada la posibilidad de prospectar libremente sin autorización previa, dado que el Código de Minería no contempla la figura de la prospección tal como lo hacía este Decreto. Es decir que las actividades de prospección y también las de exploración de minerales nucleares, deberán adecuarse en un todo a lo establecido por el Código de Minería para los minerales de primera categoría. En estas condiciones, en consecuencia, el otorgamiento de permisos de cateo para minerales nucleares no tiene prioridad o preferencia sobre los cateos de otros minerales, como ocurría anteriormente.

Por otra parte, la derogación de esa norma implica también que la CNEA no tendrá la obligación de comprobar la existencia de yacimientos descubiertos por particulares, ni de hacerse cargo de su exploración.

Explotación y comercialización:

Uno de los aspectos más importantes, entre los cambios que introdujo la Ley N° 24.498, es que elimina el sistema de contratos entre los particulares y la CNEA para la explotación de minerales nucleares, es decir, que las minas de uranio y torio serán concedidas por la Autoridad Minera a los particulares como las de cualquier otra sustancia de primera categoría y bajo las mismas condiciones. A su vez, la anulación del Decreto N° 22.477/56 implica también que la CNEA no podrá extraer minerales nucleares de minas concedidas a terceros para la explotación de otro mineral, ni tampoco expropiar sus yacimientos en determinadas circunstancias. Cabe aclarar en este punto que esta situación nunca ocurrió.

Además, el Decreto N° 22.477/56 otorgaba a la CNEA la facultad de decidir la explotación o pase a reserva tanto de los yacimientos propios como de los particulares. Ahora, esa eventualidad queda restringida específicamente a las minas Dr. Baulíes y Los Regunos (Sierra Pintada, Provincia de Mendoza) y Cerro Solo (Provincia del Chutut), cuyo titular en los tres casos es la CNEA.

Por otra parte, la ley instituye que los titulares de minas que contengan minerales nucleares deberán suministrar, con carácter de declaración jurada, la información relativa a reservas y producción de minerales y concentrados.

Al quedar eliminado el sistema de contratos entre los particulares y la CNEA para la explotación de yacimientos, se suprime en consecuencia el monopolio de compra de minerales nucleares por parte de la CNEA. Pero la ley establece que el Estado Nacional tiene la primera opción para adquirir los productos al precio vigente en el mercado. Obviamente, esta opción podrá o no ser ejercida según lo aconsejen las circunstancias.

Exportación:

El Decreto N° 2.765/80, que quedó derogado, establecía que los particulares podían exportar hasta un 25% de la producción. La nueva ley permite la exportación de minerales o concentrados sin fijar un cupo, pero mantiene el requerimiento de la autorización previa del Poder Ejecutivo Nacional para cada contrato que se celebre con ese fin. La ley también preserva, como condición para emitir la autorización de exportación, que esté garantizado el abastecimiento interno y se cumpla con el control sobre el destino final del material a exportar.

Medio ambiente:

Quienes exploten minerales nucleares deberán cumplir con las normas establecidas relativas a la preservación del medio ambiente o las que instituya el Estado para preservar y gestionar los residuos radioactivos de las colas de procesamiento. Asimismo, esos materiales no podrán ser reutilizados ni concedidos para otro fin sin el consentimiento de la Autoridad Minera y del organismo nacional competente.

7. Conclusiones y perspectivas

Los esfuerzos de la CNEA para el desarrollo de recursos a mediano y largo plazo están orientados a actualizar, siguiendo pautas sistemáticas impuestas por el método adoptado, los antecedentes de las principales unidades geológicas a fin de establecer prioridades en la ejecución de las futuras actividades de prospección y van a contribuir a crear una base adecuada para satisfacer los requerimientos ante el crecimiento de la energía nuclear que previsiblemente se producirá en las primeras décadas del próximo siglo.

Bajo este punto de vista, la posibilidad de encontrar nuevos depósitos económicos de uranio, está acotada por las características geológicas de nuestro territorio y a la posibilidad

de desarrollo de modelos metalogénicos compatibles. Si bien es cierto que los depósitos uraníferos económicos más importantes a nivel mundial, los asociados discordancias en terrenos proterozoicos, como los de Canadá y Australia, no son posibles enmarcarlos en la geología de nuestro territorio, sí son posibles otros modelos metalogénicos, como los desarrollados en los granitoides fértiles de las Sierras Pampeanas, similares a los de la cadena hercínica europea; o los depósitos sedimentarios tipo areniscas, similares a los de Wyoming o Colorado en USA; o volcaniclásticos como los de Sierra Pintada, cuyos representantes a nivel mundial se localizan en México y sudoeste de USA.

8. Lista de autores citados en el texto

Barceló, G., Florido, P., Bergallo, J., 1993. La energía nuclear, breve historia, impacto ambiental, presente y perspectivas en la Argentina. Informe interno CNEA.

Blason, R., 1991. Investigación geológica de la favorabilidad uranífera de la Unidad II: Sierras Pampeanas; Parte 2ª Sas. Pamp. Surorientales. CNEA. Dpto. Regional Centro. Córdoba, inédito.

Blason, R., y Gorustovich,S., 1993. Uranium favorability of Igneous-metamorphic basament of Sierras Pampeanas-Unit II. CNEA, Div. Geología del Uranio, Córdoba, inédito.

Cuney, M., 1990. Controles magmatiques et structuraux de la métallogénese uranifère tardi-herynienne; exemple du district de la Crouzille (Haute-Vienne). Chron. rech. min., N° 499, pp. 9-17, 5 fig.

Cuney, M., Leroy, J., Valdiviezo, A., Daziano, O., Gamba, M., Zarco, J., Morellos, O., Ninci, C., y P. Molina, 1989. Geochemistry of de uranium mineralized Achala granitic complex (Argentina): Comparaison with Hercynian peraluminous granites of Western Europe. In: Formation of Uranium Deposits, IAEA, TC 542-16, pp. 211-232, Vienne.

Dahlkamp, F.J., 1989. Classification scheme for uranium ore deposits- A state of the art review. In: Metallogenesis of uranium deposits. IAEA, 1-31, Viena.

Finch, W.I. y McCammon, R.B., 1987. Uranium resourse assessment by the Geological Survey - Methodology and plan to update the national resourse base. U. S. Geological Survey. Cirular 994.

Finch, W., Harry, C., Lupe, R. y R. McCammon, 1979. Research on Interactive Genetic - Geologic Models to Evaluate Favorability for Undiscovered Uranium Resources. IAEA, SM-239/39, Vienne.

Fuente, A., y Gayone, R., 1993. Favorabilidad geológica de las sedimentitas cretácicas del Grupo Chubut. Unidad XLVI. CNEA, Dpto. Regional Patagonia, inédito.

Gorustovich, S., 1993. Favorabilidad Uranífera de la Cuenca Cretácico-Terciaria del Grupo Salta (Argentina). CNEA, Dpto. Regional Noroeste, Salta, inédito.

Gorustovich, S., 1995. Estimación del endowment de uranio no descubierto de la Formación Yacoraite (Grupo Salta) en el Noroeste argentino. CNEA, Dpto. Regional Noroeste, Salta, inédito.

Gorustovich, S., Guidi, F., Capuccino, S., y J. Burgos, 1991. Investigación geológica de la favorabilidad uranífera de la Unidad II: Sierras Pampeanas; Parte 1ª Sas. Pamp. Noroccidentales. CNEA, Dpto. Regional Noroeste, Salta, inédito.

Grupo Geología del Uranio, 1995-a. Estimación del endowment de uranio no descubierto en el Batolito de Achala - Unidad II. CNEA, Div. Geología del Uranio, Córdoba, inédito.

Grupo Geología del Uranio, 1995-b. Endowment assessment of Cochicó Group, San Rafael Blodk, Mendoza, Argentina. CNEA, Dpto. Regional Cuyo, Mendoza, inédito.

Grupo Geología del Uranio, 1995-c. Endowment assessment of Cuyana Basin, Argentina, Unidad XXIV. CNEA, Dpto. Regional Cuyo, Mendoza, inédito.

Grupo Geología del Uranio, 1995-d. Estimación del endowment del Grupo cretácio Neuquén, Argentina, Unidad XXVIII. CNEA, Dpto. Regional Cuyo, inédito.

Grupo Geología del Uranio, 1995-e. Estimación del endowment del Grupo Chubut. Unidad XLVI. CNEA, Dpto. Regional Patagoni, Trelew, inédito.

International Atomic Energy Agence, 1992. Method for the estimation and economic evaluation of undiscorered uranium endowment and resources - An Intruction Manual. Technical Reports Series N° 344, Vienne.

Lardone, L., Meza, J.C, y J.A. Salvarredi, 1993. Yacimientos uraníferos. In: Geología y Recursos Naturales de Mendoza - V.A. Ramos (Ed.), Relatorio del XII Cong. Geol. Arg., IV (5):537-542.Buenos Aires.

Navarra, P., Benítez, A., 1995. Eventos en la exploración por uranio de la Cuenca del Golfo de San Jorge, Prov. del Chubut. Actas del V Congreso Nacional de Geología Económica, San Juán, 1995. pp. 109-117.

Navarra, P., Sardín, P., 1996. Recursos uraníferos argentinos, Abril de 1996. Inf. interno CNEA (inédito)
Marveggio, N. y O'Connor, E., 1996. Análisis estadístico del Miembro Arroyo del Pajarito para el sector "C"- Yac. Cº Solo, Paso de Indios, Prov. del Chubut. CNEA, Dpto. Regional Patagonia, Trelew, inédito.
Moreno, C.A., 1992. Unidad de investigación geológica-uranífera Nº XXIV: Cuenca triásica cuyana. CNEA, Dpto. Regional Cuyo, inédito.
Quiles, E., Rey, F., Martin, M., 1994. Expansion of Electric System in Argentina. ANS, Buenos Aires.
Rodriguez, E.J. y A. Valdiviezo, 1970. Informe sobre los resultados de la investigación geológica semirregional (perfiles y plano geológico) en el área de las manifestaciones nucleares de Sierra Pintada. CNEA, Dpto. Regional Cuyo, inédito.
Saucedo, P., 1994. Estudio de favorabilidad del Grupo Neuquén. CNEA, Dpto. Regional Cuyo, inédito.
Underhill, D., 1995. Production, inventories and HEU in the world uranium market. IAEA - OECD, Kiev.
USERD Administration, 1976. N.U.R.E., Preliminary Report, G.J.O 111 (76), Grand Junction, Colorado, U.S.A.
Valdiviezo, A., 1991. Proyecto de estudio de la favorabilidad geológico-uranífera del Territorio Nacional. Div. Geología del Uranio, CNEA, Córdoba. Inédito.


BOLIVIA
PARAGUAY
URUGUAY
Agr. Sta. Victoria
Agr. Humahuaca
Agr. Cº Bayo Don Bosco
DTO. EL TONCO
Agr. Cta del Obispo
Agr. Pampa Grande
DTO. TINOGASTA
Agr. Sa. Guasayán
Agr. Umango
Agr. Angulos
DTO. SANOGASTA
Agr. Talampaya
Agr. Jacimampa
DTO. GUANDACOL
Agr. Colanguil
Agr. San Roque
Agr. Guandacol - Jachal
DTO. CARRIZAL
Agr. Malanzán
Agr. Chepes
DTO. COSQUIN
Agr. Ulapes
DTO. LOS GIGANTES
DTO. PAPAGALLOS
Agr. Cacheuta
DTO. COMECHINGONES
DTO. Sa. PINTADA
Agr. Sa. Pintado
Agr. Nihuil - Valle Grande
DTO. HUEMUL
Agr. Pampa Amarilla
Agr. La Escondida
Agr. Ranquil-Co
Agr. Rahue-Co
Agr. Los Chihuidos
Agr. Los Cárceles
Agr. Cuchillas Blancas
Agr. Carue-Niyeu
DTO. LOS ADOBES
Agr. Mirasol
Agr. Pichinan
Agr. Chacay-Curá-Lago Seco
Agr. Loma Bombilla
Agr. Oda Colorada
DTO. Sa. CUADRADA
Agr. Cº Tacho
Agr. Río Chico
Agr. Laguna Sirven
I
II
III
IV
V
VI
VII
VIII
IX
X
XI
XII
XIII
XIV
XV
XVI
XVII
XVIII
XXI
XXII
REPUBLICA ARGENTINA
UBICACION DE AGRUPAMIENTOS Y DISTRITOS URANIFEROS
Referencias
DISTRITOS URANIFEROS
AGRUPAMIENTO DE INDICIOS
IX AMBIENTES REGIONALES
Escala Gráfica Aproximada
0 50 250 Km
Islas Malvinas
Antártida
C.N.E.A.
R.R.

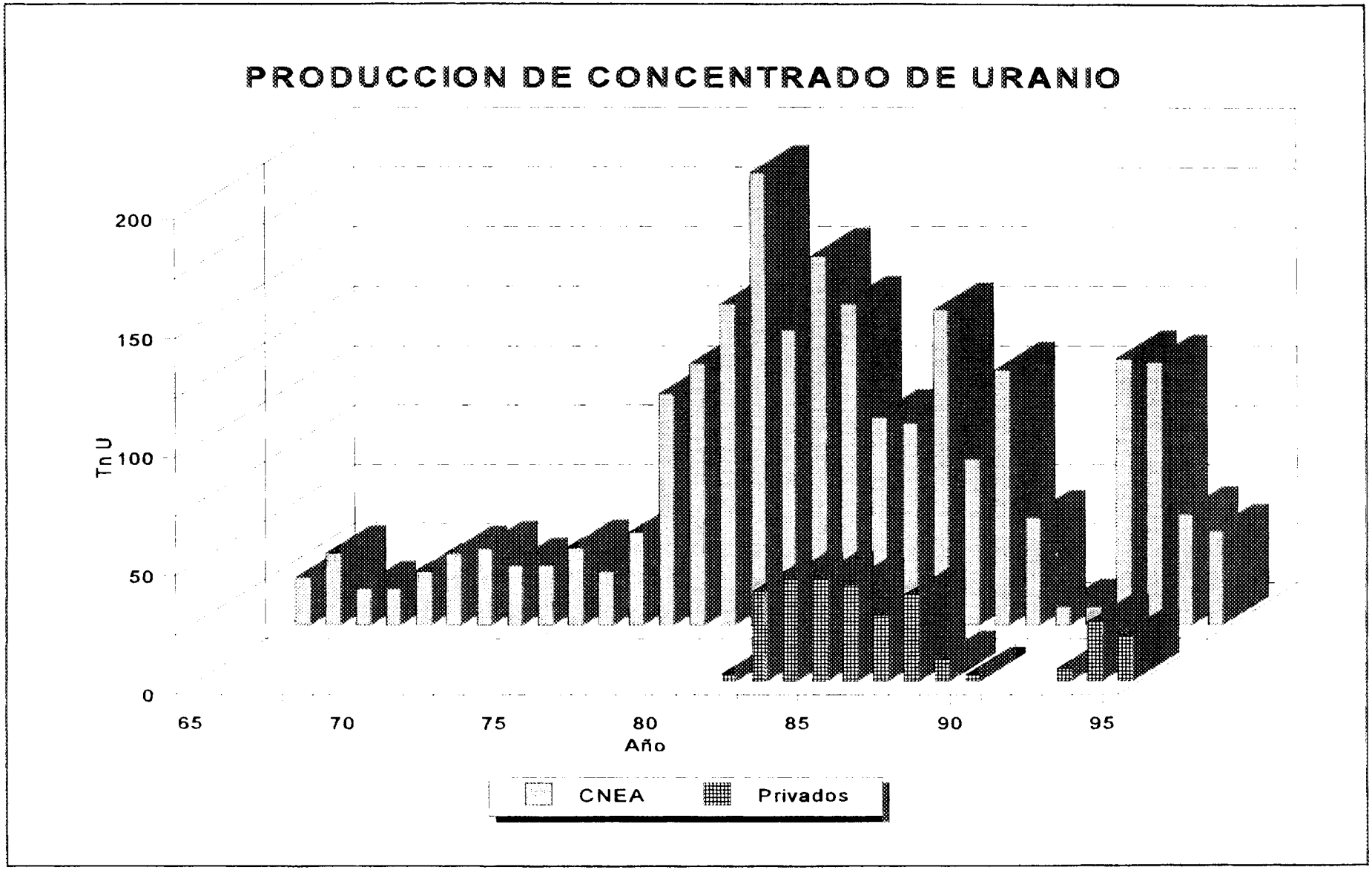
TABULACION DE RECURSOS DE URANIO

Recursos recuperables del mineral explotable; en toneladas de U

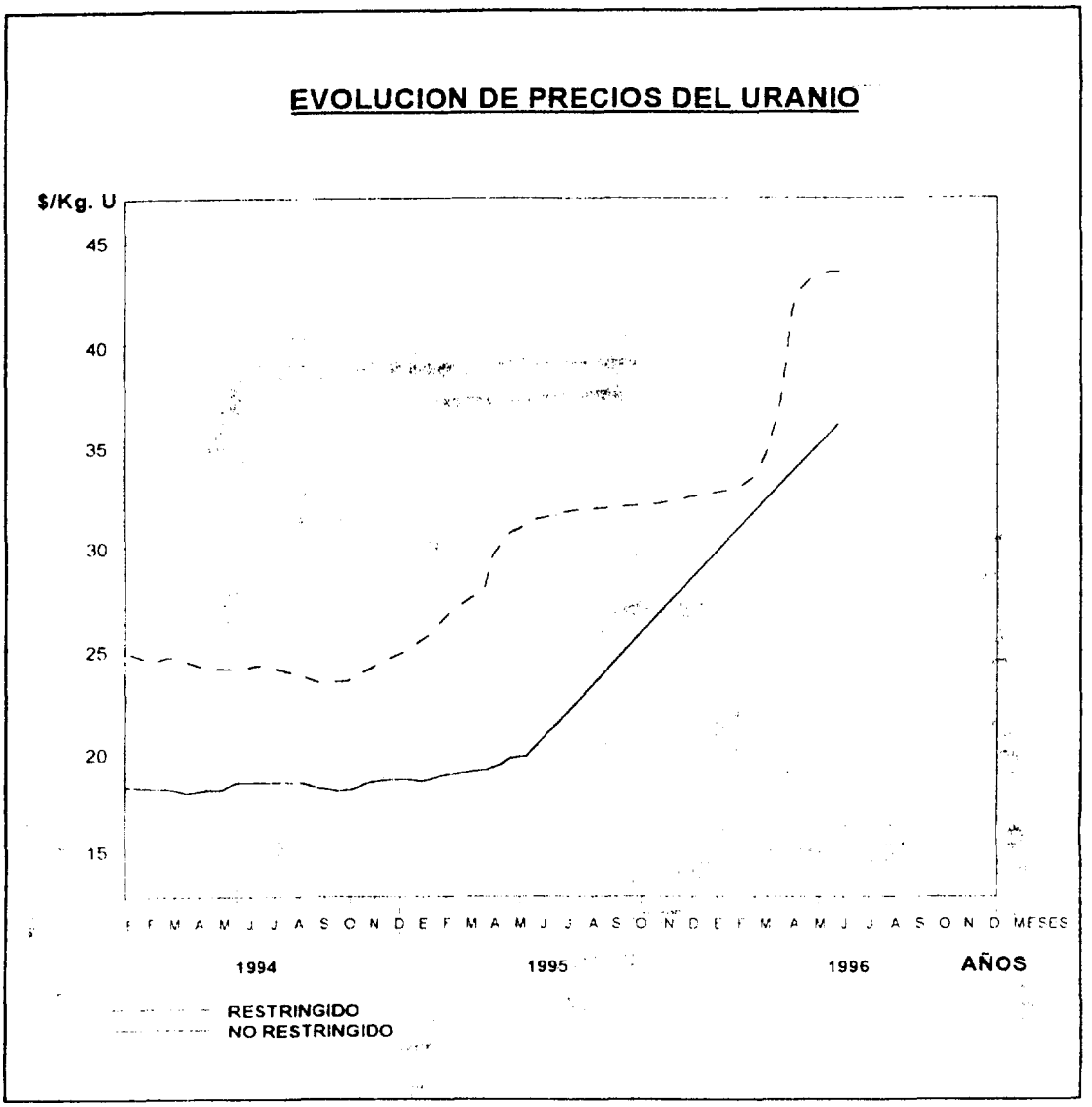
Yacimiento	Categoría / U$S/kg U	Indicado R.R.A.			Inferido I R.A.E. I			Inferido II R.A.E. II		
		< 80	< 130	< 200	< 80	< 130	< 200	< 80	< 130	< 200
Sierra Pintada	Tigre I La Terraza	2600	4300	6200						
	Tigre III			300						
	Media Luna			700						
Cerro Solo	Principales (A, B y C)	2540	3080	3080	1100	2450	2450			
	Sectores Perifericos				350		1800			
	Sectores Satelites						300		1100	1700
Laguna Colorada			100	100						
Total		5140	7480	10380	1450	2450	4550		1100	1700

C. N. E. A.
Dpto. Evaluacion - Div. Reservas

Elabora: Lic. P. Navarra
Lic. P. Sardin.
Procesa: O. R. Mieras
Grafica: Lic. Guzman Lobos.
Fecha: Abril 1996.
TABULAC DWG


PRODUCCION DE CONCENTRADO DE URANIO
Tn U
200
150
100
50
0
65
70
75
80
85
90
95
Año
CNEA
Privados

Adjunto 3


EVOLUCION DE PRECIOS DEL URANIO
$/Kg. U
45
40
35
30
25
20
15
E F M A M J J A S O N D E F M A M J J A S O N D E F M A M J J A S O N D MESES
1994
1995
1996
AÑOS
RESTRINGIDO
NO RESTRINGIDO

Adjunto 4

¿SON COMPETITIVAS LAS CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS?

Sergio Solmesky

Comisión Nacional de Energía Atómica

LOS COMIENZOS

En 1968 se comienza en Argentina con la utilización energética de la energia atomica al comenzarse con las obras de la Central de Atucha I, entre 1972 y 73 se decide la construcción de la segunda central nuclear.

En 1974 se inicia la operación comercial de la CNA I, en medio de una disputa con Agua y Energía Eléctrica sobre la administración de la citada instalación. En ese entonces la discusión no era sobre si las centrales nucleares eran competitivas o no (por lo menos no con los criterios actuales sobre competitividad), sino quién poseería esa tecnología clave.

Simultáneamente con estas decisiones se implementa el desarrollo de la explotación masiva de los minerales de uranio, y de las tecnologías del agua pesada y de los combustibles. Y de la ingeniería de las centrales nucleares, simultáneamente con la participación en la construcción, el montaje y puesta en marcha de las mismas.

De haberse planteado la competitividad como actualmente, no se hubiera hecho nada seguramente.

LA COMPETITIVIDAD

Cuando se plantea la competitividad de algo debe definirse en que rubros, por ejemplo en calidad, en precio, en garantía posventa, etc.

Cuando hablamos de la competitividad eléctrica de lo nuclear, estamos hablando de algo que las reglas actuales lo plantean como un producto comercial, en lugar de un servicio público como se lo caracterizaba cuatro años atrás.

En este marco cuando se plantea la competitividad, se está hablando fundamentalmente del precio de venta del producto. Así algo es mas competitivo cuando su precio de venta es mas bajo.

Entonces el mercado actual plantea la competitividad de forma tal que el producto (nucleoelectricidad) debe permitir la rentabilidad que un potencial inversor considera mas conveniente frente a otras inversiones.

En este marco para el inversor da lo mismo que el producto que sale a la venta sea nucleoelectricidad, libros, o condones.

Para los fundamentalistas del mercado solo así debe considerarse la competitividad. Excluyendo consideraciones que si bien son válidas en cuanto a política energética, no lo son en cuanto al concepto de rentabilidad actual, como por ejemplo la diversificación de

los componentes de la ecuación energética, o al desarrollo de tecnologías en este área para una forma de generación que será inevitable usar en el futuro

LOS COSTOS

Simplificando los componentes del costo de la energía nuclear se puede plantear que están compuestos por tres componentes, el costo inicial, el operativo, y el de cierre de la instalación al fin de su vida útil

En los costos iniciales está incluida la tecnología y los costos asociados desde ella hasta el inicio de la explotación comercial de la instalación

En los costos operativos se incluye el combustible, el personal, la actualización tecnológica, el mantenimiento, los seguros, cánones, el cumplimiento con las normas de seguridad, y parcialmente los residuos radiactivos

En el tercero se encuentran los costos vinculados al decommissioning y los residuos radiactivos

Puede discutirse que proporción de los costos de los residuos radiactivos, en especial los combustibles irradiados, deben incluirse en los costos operativos y cuanto en los finales.

Costos Iniciales

En nuestras centrales nucleares fueron a moneda de cada época

- CNA I..... 258 millones de dólares
- CNE..... 1357 millones de dólares
- CNA II.... >3000 millones de dólares

Con lo que el costo del kw neto instalado daría aproximadamente para cada instalación
CNA I.....770 U$S/kw
CNE.....2260 U$S/kw
CNA II...>4350 U$S/kw

Mientras que para Yacireta con un costa actual superior a los 8200 millones de dólares el valor del kw instalado a cota 82 sería de aprox. 2733 U$S, y un eventual Candú 3 rondaría los 1300 U$S/kw

Aqui se ve como juegan los problemas financieros y de administración en el costo inicial de las grandes obras energéticas.

En tanto en el mundo las máquinas que queman gas en ciclo combinado tienen en la actualidad costos de entre 218 y 262 U$S/kw para potencias totales de la planta entre 320 y 737 MW, con eficiencias entre el 51 y el 57%. Al emprendimiento final llave en mano deben adicionarse otros costos que llevan los valores anteriores a incrementarse

entre 50 a 100% de los valores anteriores. A menores potencias corresponden mayores precios de las plantas por unidad de potencia. [1]

Por otra parte también los EEUU hacen grandes esfuerzos financiando proyectos de desarrollo tecnológico para quemar carbón, gasificándolo, denominados "IGCC" (integrated gasification combined cycle). En el siguiente cuadro puede apreciarse la magnitud y los costos de esos proyectos eléctricos. [2]

Proyecto	Potencia (MW)	Costo millones U$S	Aporte DOE	Costo U$S/kw
PIÑON PINE	99	308.56	154.28	3116
TAMPA ELECTRIC	250	260 7	130.35	1043
WABASH RIVER	262	396	198	1511

También hay un significativo desarrollo de las tecnologías de los ciclos de las turbinas de gas, y recientes desarrollos de los diseños denominados CAT (cascaded advanced turbine) y CHAT (cascaded humidified advanced turbine) han alcanzado eficiencias de 54.7%, y costos de capital previstos del orden de 350 U$S por kw instalado, para una potencia de 317 MW.

Como se ve en las máquinas que queman fósiles se producen incesantes desarrollos que bajan los precios iniciales para proyectos de esta tecnología, planteando para los nucleares el desafío de bajar los mismos en forma significativa, y con nuevos desarrollos si el objetivo es competir económicamente con esa tecnología. Es innecesario aclarar que no es lo que se hace en Argentina.

Suponiendo costos iniciales similares pasan a ser importantes los costos operativos, en valores de U$S/ kw generados. Mientras las turbinas tienen como costo fundamental el gas, y el resto son casi insignificantes, y las hidráulicas tienen costos casi nulos, las nucleares tienen costos mas significativos.

Costos Operativos

Estos tienen cuatro componentes: Combustible-Personal-Bienes y Servicios-Cánones e impuestos. Mas allá de los valores porcentuales es importante su valor absoluto.

En Argentina los valores anuales en millones de dólares, son según valores estimados en NASA

	combustible	personal	bienes y serv.	canon-impuest	total
Atucha I	23,7	16,6	7,2	14,7	62,2
Embalse	18,9	22,7	23,9	26,2	91,7
NASA	42,6	46	34,8	41	164,4

con lo anterior se obtienen los siguientes valores de mills (milésimos de dólares) por kwh de energía generado suponiendo una generación neta anual de 2.240.000MW.h para la CNA I, y 4.800.000MW.h para la CNE :

[1] 1995- Gas Turbine World Handbook
[2] Private Power Executive / May-June 1996

	combustible	personal	bienes y serv.	canon-impuest	total
Atucha I	10,6	7,4	3,2	6,56	27 76
Embalse	3,94	4,73	5	5,46	19.1
NASA	6	6,5	4,94	5,82	23.3

Las máquinas que queman gas tienen un costo de combustible que varia entre 7-9 mills/kw.h para Filo Morado- Agua del Cajón y casi 40mills para las máquinas mas alejada de los pozos y menos eficientes. Las máquinas que consumen fuel oil tienen un costo de combustible superior a los 28 mills/ kw.h, y las que funcionan con gas oil superior aún.

Como se aprecia la competencia en cuanto a costo de combustible son las máquinas de gas.

Si bien puede discutirse si los cánones y pagos a entes relacionados con la generación nucleoeléctrica son, o no, gastos operativos desde distintos puntos de vista estos no alteran significativamente la incidencia en los costos de otros ítems, ya que estos no son todos los costos operativos que debieran ser considerados ya que si intervienen los costos relacionados con el tratamiento de los residuos radiactivos, con la actualización de las instalaciones y del riesgo nuclear, tendríamos:

Residuos Radiactivos: En la CNA I se genera unos 62000 kg anuales de residuos radiactivos de metales pesados y en la CNE aproximadamente 91000 kg, los costos del tratamiento de este residuo varia ampliamente según la tecnología utilizada para su procesamiento entre valores de 200-960 U$S/ kg si se utiliza la disposición directa y 650-1380 U$S/ kg si se efectúa el reprocesamiento[3]. Con estos datos y la generación estimada mas arriba tendríamos un mínimo de 5,53 mills/kw.h para CNA I, y 3,79 mills/kw.h para la CNE.

Actualización de la Instalación[4]: para la CNA I se estiman unos 100 millones de dólares para completar y extender su vida útil hasta el 2014, lo que supone unos 2.5 mills/ kw.h para esta central. En tanto para la CNE se debieran invertir aproximadamente 127 millones de dólares con idéntico fin, lo que da un valor de aprox. 1,5 mills/ kw.h.

Seguro de Riesgo Nuclear[5]: tomando como válidos 2,6 millones para ambas centrales con una cobertura de 100 millones de U$S, se tendría para la CNA I un costo de 0,6 mills/kw.h y para la CNE de aprox. 0,3 mills/ kw.h.

Como se ve el conjunto de los costos operativos son elevados para las centrales nucleares.

Costos finales:

NEA-OECD/ "The economics of the nuclear fuel cycle"-1994.
Espectativa y Asociados-Secretaria de Energía-1994.
idem anterior.

En éste punto deben considerarse los costos de desmantelamiento (decommissioning) de las centrales nucleares, que en las otras formas de generación eléctrica son bajos o no se tienen en cuenta.

Según los mismos estudios[6] se tendría para la CNA I un valor de 150 millones de U$S y 250 millones de esa moneda para la CNE, que si se prorratea para la energía generada a lo largo de los 30 años de vida de las centrales nucleares, daría 2,23 mills por cada kw.h generado en la CNA I, y 1,74 mills/kw.h para la CNE.

Al margen de estas consideraciones, con valores pagados en nuestro país de entre 23 y 26 milésimos de dólar por cada kilowatt.hora generado la ganancia no es significativa para el parque de Nucleoeléctrica Argentina S.A.

CRISIS Y ROL DE NASA.

Hace dos años, cuando la actual administración de las centrales nucleares, Nucleoeléctrica Argentina S.A. (NASA), se hizo cargo de la gestión creyó que era fácil la tarea de administrar las centrales nucleares (CN), bajar los costos significativamente y allanar el camino para interesar a potenciales inversores privados en la compra de esa sociedad.

Se partía de conceptos falsos sobre los costos y otro marco eléctrico. A pesar que en aquel entonces se decía que las CN sostenían económicamente al conjunto de la CNEA, y hoy la realidades otra, no se puede avanzar en la terminación de la obra de Atucha II a pesar de lo poco que falta para ello, y una de las centrales está prácticamente en el borde de la operación deficitaria, sin contar que si se debieran incluir en los costos de la generación de las CN, el conjunto de gastos necesarios hasta el fin de la vida útil de la instalación se llegaría a una situación complicada económica y financieramente.

Se decía en la Dirección de Centrales Nucleares de la vieja CNEA, que las CN no eran instalaciones experimentales, que eran máquinas eléctricas y debían ser tratadas como tales. Esto llevó a disociar parcialmente la actividad de desarrollo de CN.

Hoy estamos pagando esto, ya que si queremos resolver el problema de los costos hay una sola manera seria de hacerlo: con mas tecnología.

A partir del 30 de agosto de 1994 (decreto 1540/94) el rol de NASA pareció confundirse entre ser un ente público desesperado por privatizar sus activos, otro a cargo de la explotación de las máquinas eléctricas al costo mas bajo posible, y otro encargado de buscar en cada rincón un delincuente que generara gastos desmedidos.

Dos años después se ve que no se bajó significativamente los costos y en cambio se paralizó totalmente la obra de Atucha II, se liquidó al "Arquitecto-Ingeniero" que era ENACE, y lo que es peor se abandonó casi totalmente el desarrollo de la tecnología de centrales nucleares.

---

idem anterior.

Si en el futuro el rol de NASA, o su sucesora, se va a limitar a administrar las centrales nucleares con el concepto que "la energía nuclear es un negocio, no una religión", se puede augurar la muerte de la opción nuclear en Argentina.

La Coyuntura

El marco regulatorio eléctrico es coyuntural, apareció hace cuatro años, y aunque sus efectos puedan durar mas que la coyuntura, tarde o temprano esta cambiará y el marco eléctrico también.

El precio y las reservas de petróleo y gas varían mucho mas rápido que el desarrollo de tecnología, y aunque este desarrollo supere las coyunturas, el atraso tecnológico se paga caro, si se abandona, como propone la conducción del sector energético, el desarrollo de las centrales nucleares perderemos mucho mas que las milésimas de diferencia entre quemar gas y quemar uranio.

Debe indefectiblemente establecerse un programa conjunto NASA-CNEA de desarrollo tecnológico que permita reducir los costos operativos, incrementar el quemado y la eficiencia del ciclo térmico, encarar nuevas líneas de reactores que bajen los costos del kw instalado y de los residuos radiactivos, etc.

Es cierto que esto tendrá un costo económico pero también es cierto que seguir como en los últimos dos años tiene otro.

Las inversiones en tecnología bajan los costos, aunque los contadores no lo crean, y es en este sentido que se puede y se debe avanzar.

Están los recursos y los medios, falta la decisión y los acuerdos.

Solo con desarrollo tecnológico las centrales nucleares serán competitivas, no alcanza con dar la administración de ellas a los economistas, estos deben estar al servicio de ellas y no al revés.

LA SOLUCIÓN

Si el objetivo principal de NASA fuera el de en conjunto con la CNEA desarrollar la tecnología de la utilización de la energía nuclear, y además operar en forma segura y eficiente las CN a su cuidado, terminar la construcción y puesta en marcha de Atucha II, la perspectiva sería distinta a la actual, no solo para ella sino también para el conjunto de la actividad nuclear en Argentina.

Por su parte la CNEA también tiene dos alternativas, o administrar la crisis como hasta ahora, desprendiéndose de los grandes sectores (centrales nucleares, combustibles, agua pesada, radioisótopos, etc), o por el contrario recuperar el terreno con ambiciosos proyectos (tecnológicamente hablando) en las áreas claves: física, química, reactores, combustibles y materiales, que permitan pensar en el futuro de la actividad no solo ya en las próximas dos décadas sino incluso mas allá.

Que actualmente uno de los principales proyectos de la CNEA residual sea el de los residuos radiactivos es coherente con la época: nos piden que dejemos al irnos la casa limpia.

Pero no es así, todavía existimos, y quieran o no los antinucleares y los fundamentalistas del Mercado la energía nuclear será imprescindible y tarde o temprano Argentina necesitará de ella y de nosotros.

Los problemas que hoy tiene la competitividad de las centrales nucleares se resuelve con mas tecnología orientando el uso del canon a la CNEA, y no eliminándolo como quieren en la NASA actualmente. Solo así hay salida.

FUTURO DE LA ENERGÍA NUCLEAR EN LA ARGENTINA ?

Autor : Ing. Bernardo Murmis (*)

No hay futuro sin pasado ni presente. Si aceptamos esto, lo primero que debemos analizar es cual fué nuestro pasado, como estamos en el presente y entonces veremos si podemos descifrar nuestro futuro.

Por otra parte, intentar en este momento emitir una opinión sobre la competitividad de la energía nuclear en las próximas dos décadas en la República Argentina, creo que es muy osado.

En nuestro país se ha dejado de lado la definición que la energía es un bien estratégico, por otra que indica que pasó a ser un bien de mercado, no habiendo por consecuencia una política oficial de planificación energética (el mercado definirá en cuanto y cuando se ampliará la capacidad del sistema).

Argentina eligió un camino que sigue la linea de Uranio natural-Agua pesada, habiendo generado una infraestructura de apoyo de acuerdo con esta elección, no existiendo ningún documento formal que defina que esa es la linea adoptada como definitiva. Se mantendrá ese camino, o el tipo de las eventuales próximas Centrales quedará librado a la elección del mercado ?

La Argentina tiene reservas interesantes de Uranio que hoy no conviene explotar por su costo, pero que están disponibles para el momento en que económicamente sea rentable. Mientras tanto la adquisición de uranio en el mercado internacional hace a la competitividad de la energía nuclear.

La capacidad de producción de elementos combustibles supera lo requerido para las dos Centrales en operación y para Atucha -II y puede ser ampliada para abastecer futuras Centrales.

Existe una Planta Industrial de Agua Pesada con una capacidad de producción de 250 toneladas anuales, suficiente para asegurar la reposición de las pérdidas de las centrales en operación, y el abastecimiento de la carga inicial de una central de 600 MW cada dos años.

Existe una infraestructura de apoyo para la efciente operación y mantenimiento de las Centrales Nucleares, etc..

Como se demostrará más adelante, existió un desarrollo nuclear muy intenso, lo que, una vez tomada la decisión de convertirse en un país con acceso a la tecnología nuclear, generó un proceso que lo llevó desde la construcción de un Centro Atómico, que incluia un reactor de experimentación, hasta la situación actual, con dos centrales nucleares en operación, de diferente tecnología y una tercera en construcción.

(*) Ex Director de Centrales Nucleares de CNEA
Ex Director de ENACE S.A.

La tabla siguiente resume la participación local en cada una de las Centrales Nucleares.

Centrales Nucleares Argentinas-Participación Local		
Centrales en Operación		**Central en Construcción**
Atucha-I	**Embalse**	**Atucha-II**
♦ Estudio de factibilidad ♦ Obra Civil ♦ Industria	♦ Estudio de factibilidad ♦ Obra Civil ♦ Incremento de la participación de la industria ♦ Ingeniería ♦ Ejecución de montaje ♦ Manejo del proyecto	♦ Estudio de factibilidad ♦ Obra Civil ♦ Mayor participación de la industria ♦ Mayor participación en la Ingeniería ♦ Responsabilidad del manejo y ejecución del montaje ♦ Manejo total del proyecto y de la obra (Creación de la empresa ENACE S.A.)

Esto llevó a la generación de una capacidad en recursos humanos calificados en todas las etapas relacionadas con la generación nucleoeléctrica, desde el estudio de factibilidad, pasando por la elaboración de los documentos de licitación, la evaluación de oferentes, elaboración de contratos internacionales, procesos de evaluación y adjudicación, diseño, manejo de proyectos, operación y mantenimiento de las centrales, gerenciamiento de la "utility" nucleoeléctrica, etc., todo ello utilizando programas de garantía de calidad que aseguraron no solo la calidad del servicio, sino la seguridad y protección del público y del medio ambiente. Paralelamente el país montó la estructura regulatoria de la actividad nuclear y el sistema de control y fiscalización del uso de los materiales nucleares, licenciamiento y fiscalización de instalaciones nucleares, etc..

La política desarrollada durante los últimos años en la Argentina hizo que quedaran fuera del sistema nuclear una gran cantidad de especialistas con gran experiencia, que fueron protagonistas directos del desarrollo nuclear argentino.

Hace algunos años se anunció el inicio de un proceso de privatización de las Centrales Nucleares. Y digo se anunció y no se inició, porque aun hoy se discute no como se va a privatizar, sino si se va a privatizar.

Pero no nos adelantemos a los hechos. Analicemos el proceso.

PRIVATIZACION DE LAS CENTRALES NUCLEARES

Para analizar este tema es interesante dividir el tiempo en dos periodos cuya linea divisoria se dá en el momento en que el entonces Ministro de Economía anuncia que a fines de 1993 se iniciará el Proceso de Privatización de las Centrales Nucleares.
Cual era la situación y cuales los hechos destacables en el tema al momento de producirse esa declaración?

Primer Periodo

En ese momento la Comisión Nacional de Energía Atómica(CNEA) era responsable de todas las actividades relacionadas con la operación de las Centrales Nucleares Atucha I(CNA-I) y Embalse(CNE) y el Proyecto de la Central Nuclear Atucha II(CNA-II), a traves de la Gerencia de Area Centrales Nucleares y con el apoyo del resto de los sectores técnicos y administrativos de CNEA. Tenía bajo su responsabilidad la ejecución del Proyecto CNA-II, para lo cual mantenia la mayoría de acciones de La Empresa Nuclear Argentina de Centrales Eléctricas S.A. (ENACE S.A.).

Algunos de los hechos y realizaciones destacables, que permitían una operación eficiente de las instalaciones y demuestran el alto grado de capacitación alcanzado por los profesionales y técnicos involucrados, pueden encontrarse a continuación:

* En los Proyectos de CNA-I, Embalse y CNA-II,habia participado activamente, asumiendo las máximas responsabilidades desde su estudio de factibilidad hasta llegar a su operación eficiente, en el caso de las dos primeras, y hasta el estado de avance casi actual del proyecto en el caso de la CNA-II..
* Habia desarrollado y presentado el Proyecto de Central Nuclear ARGOS 380, de 380 MW. efectuado por ENACE S.A., con la tecnología de reactores de tipo recipiente de presión, adquirida a traves de los acuerdos de transferencia de tecnología con la empresa SIEMENS.
* Habia asimismo desarrollado y presentado los Proyectos de Central Nuclear de tipo tubo de presión, de 300 y 700 MW efectuados por la entonces Dirección de Centrales Nucleares de la CNEA, con el aporte de otros sectores de la misma, con la tecnología adquirida a traves del Acuerdo de Transferencia de Tecnología con la firma AECL.
* CNEA había lanzado, primero la idea de un proyecto de Central Nuclear propio de última generación, implementando de inmediato el Proyecto de Central Nuclear CAREM de 25 MW.
* Llegó a este momento conociendo bien el diseño y la ingeniería de centrales , el manejo gerencial de proyectos, la construcción y montaje, la puesta en marcha , la operación de las mismas, etc., todo ello con demostraciones a la vista avaladas con el prestigio internacional adquirido.
* Nuestros primeros pasos los dimos cuando diseñamos, construimos y operamos los reactores experimentales y el reactor de producción de radioisótopos.

Segundo Periodo

Cuando se produce la declaración del Señor Ministro comienza una serie de hechos que pueden resumirse en los siguientes:

* Se produce un clima de incertidumbre que llevó al desaliento y pérdida de interes en la labor creativa por parte del personal con mayor experiencia, que culminó con la salida del sistema de gran parte del mismo.
* Se dicta el Decreto 1540/94, por medio del cual se particiona la CNEA en tres organismos: Se crea Nucleoeléctrica Argentina S.A. (NASA) , empresa que se hace cargo de la explotación de las Centrales CNA-I y Embalse, y de la finalización de la CNA-II, declarando sujetas a privatización las actividades de NASA , y de ENACE S.A., transfiriendo al Ministerio de Economía. (Secretaría de Energía) las acciones que la CNEA tenia en esta última.

El segundo organismo que se crea como desprendimiento de CNEA es el Ente Nacional Regulador Nuclear (ENREN),encargado de las tareas de fiscalización y regulación de la actividad nuclear.

Teóricamente el resto de las actividades que tenia CNEA deberian permanecer en la ahora reducida CNEA , pero esto no resulta asi porque se procede a restructurar la misma y se modifican los objetivos , cambiandoles el alcance a los que quedan . Una consecuencia importante de este esquema es el desplazamiento de CNEA de todo lo relacionado con la operación y construcción de las centrales nucleares.

* Se interviene la CNEA.
* Se designa el Directorio de NASA.
* Se designa el Directorio del ENREN, incluyendo en el mismo a miembros del anterior Directorio de CNEA.
* Se comienza la restructuración de CNEA.
* En el Foro Internacional de DAVOS, a fines de enero de 1995, el ex Ministro de Economía Dr. Cavallo , ofrece, a los eventuales participantes de la privatización de las centrales nucleares, la posibilidad de utilización del gas , además del uranio, como combustibles para generar electricidad en el complejo de la CNA-I y CNA-II.
* Se designa el nuevo Directorio de CNEA.
* Se conoce la intención de incluir a la Central de Bombeo de Río Grande en el paquete de las Centrales Nucleares para su privatización.
* Se conoce el primer proyecto de Ley Nacional de la Actividad Nuclear enviado al Parlamento por el Poder Ejecutivo Nacional.
* El Instituto Argentino de la Energía "General Mosconi", que normalmente refleja la posición de la UCR (principal partido opositor) en el tema energético, emite un documento titulado "LA PRIVATIZACION NUCLEAR", fechado 28/III/95, donde se expresa: "La separación de roles propuesta en el proyecto es una cuestión que representaría un avance sobre la situación actual, donde frecuentemente se mezclan objetivos económicos, energéticos, de política tecnológica; etc."; en otra parte del mismo se expresa: "El desafío del momento actual consiste en abrir un análisis crítico y riguroso que permita definir.....un Plan de Privatización compatible con lo anterior".
* El entonces Presidente de NASA declara en una entrevista publicada en una prestigiosa revista especializada en el tema, que ".....Nuestro compromiso es privatizar las tres centrales en un solo paquete" y "....el objetivo fundamental de la privatización es asegurar la terminación de Atucha II, porque el estado no tiene los fondos suficientes para terminarla(estamos hablando del orden de los 800 millones de dólares).Seguir pensando que el Estado deberá terminar Atucha-II y administrasr las tres centrales es una utopia,que no condice con la realidad....".
* Se produce una valuación de las Centrales Nucleares por parte de la Secretaría de Energía, que hoy se encuentra cuestionada..

Momento Actual

Si pasamos al momento actual, la situación puede resumirse de la siguiente manera:

* Virtual desmantelamiento de ENACE , por despido de gran parte del personal profesional y técnico con gran capacitación en los temas de Centrales Nucleares. Se han interrumpido o rescindido la mayoría de los contratos con los contratistas. La empresa , que recibe de NASA los fondos para la ejecución del proyecto, se encuentra en una situación que no le permite pagar a sus contratistas y ex-contratistas. La obra de la CNA-II se

encuentra paralizada. Por otra parte, el 5 de octubre de 1980, se firmo el Acuerdo de Acionistas por el cual se crea la empresa ENACE S.A., el que entró en vigencia el 5 de noviembre de ese mismo año, por un período de 15 años, cuyo vencimiento se produjo el 5 de noviembre de 1995. En ese momento se extendió por un año la validez del mismo, venciendo éste el 5 de noviembre de este año, o sea en estos días. Hoy no podemos saber si ENACE seguirá vigente en el momento en que este trabajo se publique o habra comenzado el proceso legal de liquidación, pero sí estamos seguros que su capacidad ha sido casi totalmente anulada. Es conocido que las autoridades actuales de ENACE y NASA recomiendan el cierre de la empresa. Cabe mencionar que hace pocos días se produjo un cambio en la Secretaría de Energía (poseedora de las acciones de NASA y ENACE), designándose un nuevo Secretario.

* NASA, por aplicación de un régimen de retiros voluntarios también redujo su capacidad a traves del éxodo de una cantidad apreciable de su personal.
* La CNEA tampoco escapa a esta realidad.
* INVAP, por encargo de CNEA, que es la responsable del proyecto de la Central CAREM, continua con el desarrollo del mismo.
* La Cámara de Diputados emitió un despacho de proyecto de Ley de Actividad Nuclear por la mayoría, que no introduce demasiadas modificaciones al concepto general del primer proyecto , pero agrega la fijación de un plazo de 8 años para la terminación de la CNA-II, y crea la Autoridad Regulatoria Nuclear, en lugar del ENREN(en realidad puede considerarse simplemente un cambio de nombre).
* La oposición generó un despacho en minoría titulado "Ley Nacional de Política Nuclear" , que ignorando el Decreto 1540/94 intenta volver atras con la partición de la CNEA, no aceptando ningun tipo de privatización.
* Al ingresar el Proyecto de Ley en la Cámara de Senadores, la Comisión de Energía llama a una audiencia pública donde se han escuchado las opiniones de los distintos sectores involucrados, y se está a la espera del análisis de las mismas y su tratamiento para la emisión del dictamen correspondiente que convierta en Ley el despacho originado en Diputados o lo envíe de nuevo a la Cámara de Diputados, si el mismo es modificado.

REFLEXIONES

Lo hasta aquí expresado no es más que una lista parcial de algunos de los hechos objetivos que deben ser conocidos para poder analizar eventuales escenarios sobre el futuro nuclear y la competitividad de la energía nucleoeléctrica.

Su simple lectura deja una clara impresión de los esfuerzos y recursos humanos y económicos utilizados por el Estado y las empresas privadas para llegar a obtener la capacidad que el país tenía estructurada al comienzo del planteo del tema de la privatización.

Es conocido que para que un país pueda lograr un nivel tecnológico que le permita encarar proyectos nucleares con relativo poder de decisión tiene que invertir 30 años de esfuerzos bien planificados y continuos. Eso nuestro país lo había hecho, y por eso hemos logrado el nivel que alcanzamos y que el mundo nos ha reconocido. Quedará en el olvido ?.

Nadie puede dejar de pensar que, si bien hoy podemos disponer de una cantidad razonable de gas que nos permite generar energía sin preocupaciones por unos cuantos años, como este es un recurso no renovable, el mismo tarde o temprano se agotará.

Que tipo de generación tomará la posta en ese momento?. No hay ninguna duda que la nuclear. El mundo se está preparando para ello, tratando de hacer más seguros los diseños de los Reactores Nucleares, de optimizar costos, etc., inclusive para competir mejor- en el menor tiempo posible- con la generación térmica convencional, de modo de permitir, entre otros, la extensión del periodo de disponibilidad de los combustibles líquidos y gaseosos.

Como se prepara la Argentina para ese momento?. La argentina tiene que buscar una solución inteligente que posibilite no encontrarse en el furgón de cola, cuando llegó a estar en los primeros vagones del tren.

El proceso de privatizacion y su resultado final tiene una gran influencia en nuestro futuro y definirá si el conjunto de actores que tienen la responsabilidad de tomar las decisiones correctas, han sabido hacerlo y no simplemente han resuelto un problema de coyuntura sin medir las consecuencias futuras.

Considero que existen, aunque algunos de ellos puedan no gustarnos, hechos irreversibles que forman parte de la realidad, y por lo tanto la solución debe tener en cuenta los mismos.

Es obvio que para que el sector privado invierta, necesita que se le presenten oportunidades atractivas, con tasas de retorno superiores a las vigentes en el resto del mundo.

Si uno intenta resumir en pocas palabras las premisas de la politica nacional que permitieron en su momento fijar la política nuclear, y obtener los logros alcanzados, entre ellos la competitividad de la generación nucleoeléctriuca podríamos decir que surgen de dos conceptos fundamentales: Que la energía es un bien estratégico y que se tiende permanentemente a incrementar la independencia energética.

Esto está hoy cuestionado por ciertos sectores. La fijación de la política nuclear de ahora en más depende de la claridad con que se defina este cuestionamiento. Todo esfuerzo por revertir la situación actual que permita volver a aumentar nuestra capacidad tecnológica será esteril si estas definiciones no son aceptadas por todos.

Existe en el país una gran capacidad técnica desparramada que está dispuesta a reinsertarse en el sistema nuclear si recibe señales de racionalidad del sistema.

No olvidemos que tenemos en pleno desarrollo el ingreso al sistema nacional de las máquinas componentes de la Central Hidráulica Binacional de Yaciretá, cuya privatización también está cuestionada, que aportará al sistema, luego de su finalización, del orden de los 21.000 Gwh/año, cantidad de energía no despreciable, sino por el contrario; por el método de fijación del precio en el Mercado Eléctrico Mayorista (costo marginal), tiene gran influencia en el mismo. Puede resultar que se convierta en no rentable la simple operación de las Centrales Nucleares.

Si además ingresa al sistema la energía de la CNA-II, el precio promedio puede decrecer aún más.

Cabe agregar como resumen, que no está defindo aún si las Centrales Nucleares se privatizarán, y en caso que esto resulte positivo, como se lo hará.

Por otra parte no se puede asegurar cual será la tasa de crecimiento del consumo de electricidad para las próximas dos decadas.

No se tiene la solución de como terminar la CNA-II.

Finalmente, considero que he dado elementos suficientes como para demostrar que la energía nuclear pasó por un periodo de grandes realizaciones que hicieron que la energía generada por las Centrales Nucleares fuera y aún hoy lo es, competitiva. La duda es si se podrá conservar esa competitividad y si al ingresar la CNA-II se mantendrá el mismo nivel de competitividad.

Será rentable la construcción de nuevas centrales nucleares en la Argentina dentro de las próximas dos decadas? Yo espero que la respuesta sea afirmativa, pues en caso contrario habremos desperdiciado el esfuerzo de más de cuarenta años en recursos humanos y económicos, tirando a la basura el sacrificio de una generación de argentinos.

En el pasado hemos demostrado que somos capaces de encontrar soluciones inteligentes para problemas delicados. Espero que nuestras acciones presentes y futuras confirmen esta aseveración. El mantenimiento de la apertura de la opción nuclear entre las opciones de generación eléctrica depende de las decisiones que se tomen en el presente. Es muy posible que al publicarse este trabajo ya haya definiciones que permitan efectuar un análisis más profundo sobre el tema.

Este trabajo no intenta definir si la energía nuclear en la Argentina será competitiva o no en las próximas dos décadas, sino por el contrario, dar algunos elementos para que cada lector pueda plantearse distintos escenarios que le permitan realizar su propia evaluación, sin intentar atraer ni ahuyentar a posibles interesados en el proceso de privatización del sistema.

IMPLANTACIÓN DE LA CULTURA DE SEGURIDAD EN LAS CENTRALES NUCLEARES

Rodolfo E. Touzet

ENREN (Autoridad Regulatoria Nuclear)
Buenos Aires , Argentina

SUMARIO:

El concepto de "Cultura de Seguridad" adquiere trascendental importancia porque surge como respuesta inmediata al episodio más grave que haya ocurrido en la Industria Nuclear...

Luego de ocurrido el accidente de Chernobil, el Grupo Asesor en Seguridad Nuclear del Organismo Internacional de Energía Atómica (INSAG) afirma rotundamente que la causa principal del evento fue la falta de una adecuada "Cultura de Seguridad" ([1])

Más aún, el INSAG afirma que la sola existencia de un Programa de Garantía de Calidad no es una garantía adecuada para prevenir los accidentes, y que aun el cumplimiento de todos los procedimientos y las buenas prácticas no son suficientes si se realizan en forma mecánica y sin convicción.([2])

Debido a las características especiales de la Cultura de Seguridad, que pueden dar lugar a subjetividades, se produjeron algunas polémicas en cuanto a su interpretación y el INSAG se vio obligado a emitir un documento aclaratorio, que explicaba en detalle el alcance y la aplicación práctica de este nuevo concepto ([3])

Esta idea fue compartida por la comunidad nuclear y produjo naturalmente un gran impacto en la credibilidad de los Programas de Garantía de Calidad que se estaban utilizando, los cuales habian mostrado ya ciertas deficiencias en su aplicación.

Ya no bastaba con tener un sólido Programa de Garantía de Calidad, evaluado mediante auditorías periódicas, para lograr que todas las cosas ocurrieran de acuerdo a lo planificado. Ahora se debía además tener muy en cuenta la actitud de las personas y el estilo de la organización.

La Cultura de Seguridad no es una nueva técnica, ni una nueva metodología, sino más bien un cambio cultural. Es la propuesta concreta de una nueva "cultura", que le asigna mucha mayor importancia a la actitud de la gente.

Se debe también decir, que la aparición de este nuevo concepto no fue privativo de la Industria Nuclear. En la industria convencional también ocurrió a partir de la década del 70 una profunda evolución cultural, que dio lugar a la aparición de nuevos conceptos y tendencias en el manejo de los Sistemas de Calidad que llevaron a lo que hoy comúnmente se denominan Sistemas de "Calidad Total" (TQM) o de "Mejora Continua"(ver los Criterios del Premio Nacional a la Calidad)[3]

Pero si la aplicación de la Cultura de Seguridad es realmente importante, debe poder ser evaluada para verificar su implementación. En esta tarea, sin embargo, se presentaron algunas dificultades prácticas que generaron ciertas resistencias.

El propio INSAG afirma que la Cultura de Seguridad engloba a un conjunto de "elementos intangibles", o sea de carácter subjetivo, que de todas formas dan como resultado manifestaciones o resultados perfectamente tangibles.

---

[1] **IAEA, Safety Series N° 75 - INSAG - 1/ 1986 (Post-Accident Review Meeting on the Chernobil Accident) / (también la Versión Revisada INSAG - 7)**
[2] **IAEA, Safety Series N° 75 - INSAG - 4 / 1991 (Safety Culture)**
[3] **Criterios del Premio Nacional a la Calidad (Ley N° 34.555)**

Se debe tener presente que la cultura de una organización está representada por el conjunto de las ideas, los hábitos, los pensamientos, las creencias, y todas las reglas no escritas que las personas comparten y usan para tomar sus decisiones.

No es viable, por lo tanto, su evaluación a través de una auditoría convencional o una inspección Regulatoria, sino que se requiere la participación activa de la propia organización a través de una metodología de "autoevaluación".

Esta particular imposibilidad de realizar una evaluación por parte de un organismo independiente, externo a la organización, se sale de los carriles clásicos y puede generar algunas críticas y objeciones debido a su eventual falta de objetividad.

Naturalmente que es mucho más simple y concreto para una Autoridad Regulatoria realizar una auditoría de la implementación de un Programa de Garantía de Calidad, ya sea usando como standard la 50 - C - Q del IAEA, o la ISO - 9001, o la Norma A.R. 3.6.1 de la Autoridad Regulatoria Argentina o cualquier otra. Además de realizar la evaluación sin mayores inconvenientes, se podrá recoger abundante documentación que podrá ser usada como evidencia objetiva formal, para fundamentar los pedidos de acciones correctivas y evitar cualquier posible objeción.

Pero la aparición de una nueva cultura debe traer aparejado necesariamente, la aceptación de nuevos conceptos, nuevos criterios y nuevas metodologías que deben sumarse a las anteriores para enriquecerlas y mejorar los resultados.

Conviene señalar que recientemente el IAEA ha emitido una nueva revisión del Código de Práctica y las Guías de Seguridad para Sistemas de Calidad (Código 50 - C - Q) ([5]) . El Código, como nuevo instrumento normativo, es menos prescriptivo que el anterior y su contenido ha sido simplificado. El concepto Cultura de Seguridad no está incluido en el mencionado Código.

Ocurre que tanto en la industria nuclear como en la industria convencional, las normas de Garantía de Calidad y los criterios de la Cultura de Seguridad (o Calidad Total) se manejan por carriles totalmente diferentes, existiendo un aparente divorcio entre los mismos. Esta situación se presta a diferentes interpretaciones y merece tal vez un análisis detallado. En el primer caso se trata de generar las evidencias documentales objetivas para poder satisfacer al cliente; mientras que en el segundo caso se trata en cambio de desarrollar las herramientas más idóneas para lograr la calidad y / o la seguridad. (se puede hablar de la Calidad Formal y la Calidad Real)

Se puede afirmar que los dos conceptos no son de ningún modo excluyentes, sino complementarios..! No es posible desarrollar un Sistema de Calidad Total sin tener en cuenta los criterios clásicos de Garantía de Calidad que constituyen en cierto modo, su estructura básica. Por otra parte, un Sistema de Calidad basado únicamente en el uso de los Criterios clásicos de Garantía de Calidad no asegura el logro de los objetivos de Calidad de manera eficiente y sostenida en el tiempo.

O sea que el uso de los criterios clásicos de Garantía de Calidad es por lo tanto, condición necesaria pero no suficiente para alcanzar la Calidad.

Pero todo nuevo concepto o cambio de cultura requiere un MÉTODO que lo sustente y permita llevarlo a la práctica... de otra forma el concepto será solamente una simple expresión de deseos. En el presente trabajo se dan algunas pautas y se recomiendan algunas estrategias que pueden ser de utilidad en la implementación de una Cultura de Seguridad en las Centrales Nucleares.

Asimismo se proponen algunos métodos de autoevaluación en cuya diagramación puede eventualmente participar la Autoridad Regulatoria.

---

[5] IAEA Code of Practice 50 - C - Q / 1996

UN APORTE A LA EXCELENCIA DE LAS CENTRALES NUCLEARES DE AVANZADA: SENTIDO COMUN

Hugo Perl
Comisión Nacional de Energía Atómica
Avenida del Libertador 8250
Buenos Aires - Argentina

RESUMEN

En este trabajo se presentan los aspectos principales que intervienen en la transformación de la generación nucleoeléctrica que exige la actual situación energética y política mundial para que ésta sea una alternativa válida de generación.

Esta demanda hace necesario disponer de centrales nucleares que resulten económicamente competitivas, y más seguras y confiables para la opinión pública. En el mundo se están desarrollando centrales nucleares de avanzada con el fin de alcanzar los objetivos mencionados.

Las centrales nucleares de avanzada son de dos tipos: evolutivo e innovativo de acuerdo al grado de cambio en su diseño y de su potencia de generación, lo que ha definido su aplicación y los tiempos en los que estarán disponibles.

Se describen en forma sucinta las características más importantes de esas centrales de avanzada, con mención especial de aquellas referidas al incremento en los niveles de seguridad.

Se hacen algunas reflexiones acerca de la búsqueda del aumento de la credibilidad en la opinión pública sobre la confiabilidad de las centrales nucleares, para cuyo logro se propone utilizar argumentos sencillos y directos como los usados para sustentar otras actividades humanas.

La experiencia de los últimos años muestra que el éxito en la transformación de la nucleoelectricidad podrá lograrse a través de la armonización de los desarrollos y evaluaciones realizados con las más modernas y sofisticadas metodologías con el uso de criterios técnicos y argumentos basados en el sentido común.

Por último cabe tener en cuenta que los desarrollos técnicos mencionados deben estar en consonancia con el factor humano, que como quedó demostrado en hechos de significación juega un papel preponderante.

Costos de Implementación y Costos Rutinaros en un Plan de Mantenimiento Preventivo para Reactores

Néstor Rico
CNEA-Centro Atómico Bariloche

Éste trabajo encara desde la historia de los costos de mantenimiento hasta la aparición de las distintas técnicas de cálculo de costos en mantenimiento preventivo y predictivo, hasta llegar a la nueva filosofía de Mantenimiento Productivo.

El estudio de los orígenes de la manutención técnica y las necesidades operativas de las plantas fueron armando la incorporación de las unidades de mantenimiento a las líneas de producción minimizando costos para el bien del producto final.

Los costos rutinarios y los de predicción se comparan con nuevas herramientas de control para determinar los niveles de confianza de cada máquina y de la línea toda.

Para concluir se muestra el material empleado y recomendado, tanto sea programa de base de datos , planillas y formularios, archivos y metodologías.

Para contribuir a una conclusión valedera y aplicable a otras instalaciones se explica no solamente la parte técnica del trabajo sino también como se encaró la parte humana del evento, es decir, la capacitación del personal involucrado tomando como base las experiencias anteriores como ser motivación del personal, dirección por objetivos, liderazgo, etc.

Se exponen gráficos y tablas realizados para el control de implementación , de gastos y toma de datos de caracterización con una marcada tendencia de resultados a distinguir la economía y control de costos en las Instalaciones Relevantes como nuestros Reactores.

LINEAMIENTOS BÁSICOS PARA EL FUNCIONAMIENTO DE LOS GRUPOS DE MEJORA EN EL CAE

María Isabel González*, Nicolás Rona*, Lidia Tosi*, Mario Carballido*, Manuel Sabio*, Liliana De Lio*, Leonor Del'Occhio*, Isaac Marcos Cohen*, Juan Carlos Furnari*, Mariana Cabrejas*, Mirtha Gamba*, Sara Resnizky*, Telma Ramallo* .

***Comisión Nacional de Energía Atómica - República Argentina**

1.- INTRODUCCIÓN

La filosofía en la cual se basa la Gestión Total de la Calidad considera al ámbito laboral en forma integral, dando importancia no sólo al producto final sino también a las etapas del proceso y en especial a los seres humanos que intervienen. Esto incluye la mejora continua no sólo en la calidad del producto sino además en la calidad del trabajo y en las relaciones laborales. Uno de los pilares fundamentales en el Proceso de Mejora Continua es el Trabajo en Grupos

En 1996 la Gerencia del CAE decidió realizar una experiencia sobre Grupos de Mejora Continua, presentando esta iniciativa ante el Comité General de la Calidad de CNEA, el cual adoptó la misma como prueba piloto (leading- case) a realizarse en Ezeiza.

En marzo de 1996 se formó un grupo interdisciplinario, cuyo objetivo fue definir los lineamientos del sistema para el funcionamiento de Grupos de Mejora en el CAE. Los resultados del trabajo de dicho grupo se detallan en el presente informe.

2.- METODOLOGÍA DEL GRUPO

Utilizando distintas herramientas de la calidad como diagramas de flujo, priorización, brainstorming, diagramas de afinidad, Paretto, benchmarking, etc., se fueron construyendo, analizando y modificando los lineamientos del sistema.

Con el fin de recoger información sobre organizaciones que operan con sistemas de mejora continua, se hizo una primera visita a la empresa SIDERCA y luego se asistió en la misma a una presentación de grupos de mejora.

3.- LINEAMIENTOS BÁSICOS DEL SISTEMA.

Los lineamientos que se elaboraron como base para el sistema de grupos de mejora en el CAE tienen en cuenta los siguientes aspectos:

3.1- Compromiso de las Autoridades

Las autoridades del CAE asumen el compromiso con esta metodología de trabajo, tomándola como una de las formas substanciales en que será llevado a cabo el proceso de mejora.

Este compromiso será sustentado a través de su participación y apoyo en todas las actividades que se realicen y en el aporte de los recursos humanos, logísticos y económicos que hagan a un eficiente funcionamiento de los grupos.

3.2- Reglamento Ético

El funcionamiento de un sistema de mejora debe contar con un reglamento ético que contemple los siguientes principios generales:

- El trabajo de cada equipo debe ser del grupo y no de algún integrante en particular.
- Debe existir respeto por las individualidades. Todos son iguales ante el grupo.
- La participación debe ser voluntaria y libre.
- Trabajar conscientemente para el bien común.
- Priorizar los intereses del grupo frente a los intereses particulares.
- Buscar el consenso.
- Generar confianza, mediante la transparencia en el funcionamiento del grupo, al resto del personal y a las autoridades.
- Los integrantes de los grupos deben asumir los compromisos y actuar con responsabilidad
- Respetar la confidencialidad de la documentación que se le confíe como tal.

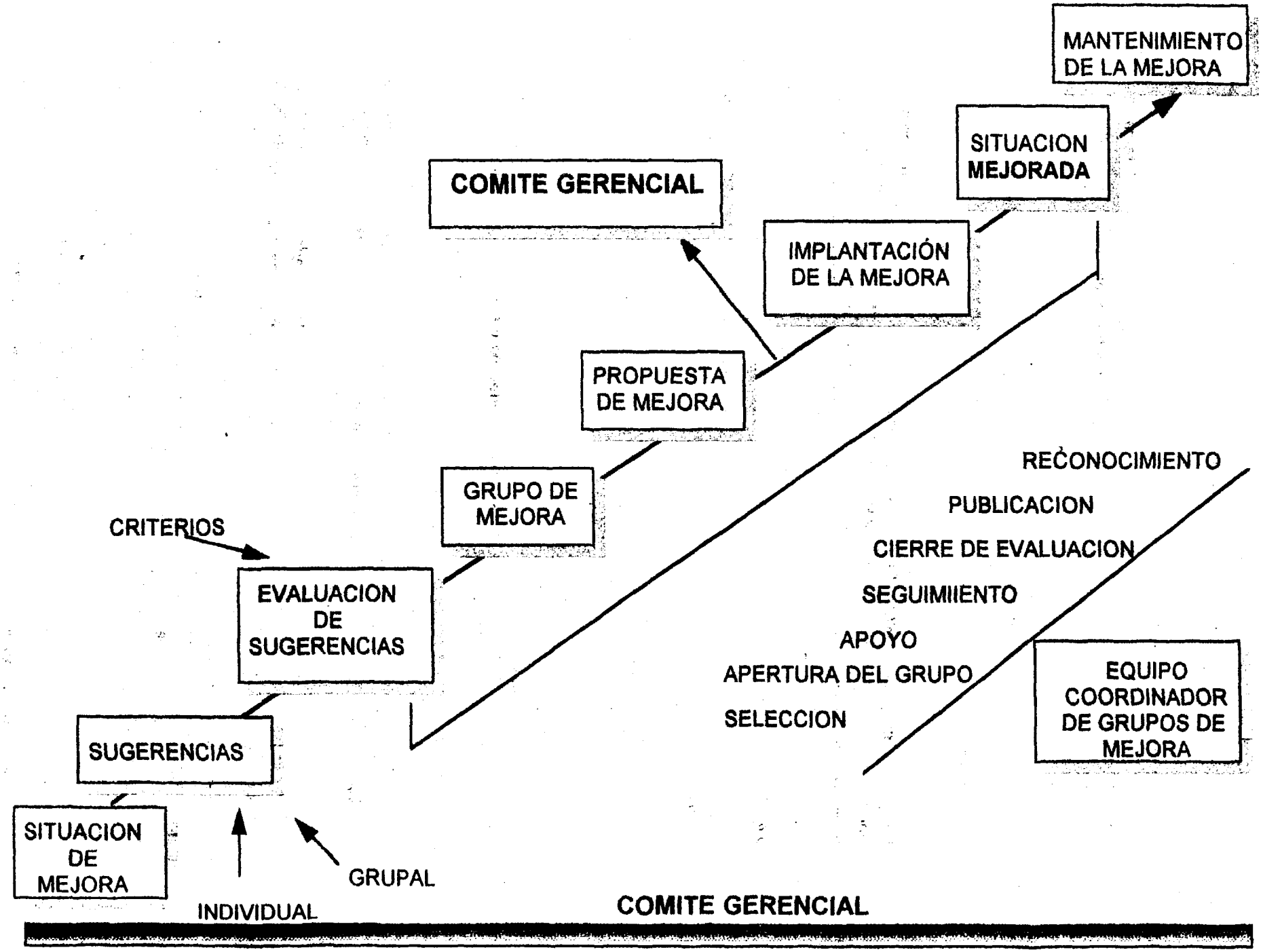
3.3- Organización

3.3.1- Comité Ejecutivo de la Calidad del CAE y Equipo Coordinador de Grupos de Mejora. El Comité Ejecutivo de la Calidad es el máximo órgano conductor del sistema. Integran este Comité el Gerente, los Coordinadores Técnico y de Planificación y Control de Gestión y el jefe de la Unidad de Gestión de la Calidad del CAE.

A los efectos operativos, de este Comité dependerá un Equipo Coordinador de Grupos de Mejora que será el encargado de recibir propuestas y sugerencias, priorizarlas, realizar la apertura de los grupos, monitorear el trabajo, realizar el cierre, evaluar resultados y publicarlos.

3.3.2- Conformación de los Grupos de Mejora se establece que la cantidad de integrantes de un grupo de mejora debería estar entre 5 y 10, para el buen funcionamiento del mismo.

Definido el tema, el Equipo Coordinador es el responsable de designar un coordinador, el cual hará una convocatoria para dar participación a todo el personal del CAE para conformar el grupo definitivo.


MANTENIMIENTO DE LA MEJORA
SITUACION MEJORADA
COMITE GERENCIAL
IMPLANTACIÓN DE LA MEJORA
PROPUESTA DE MEJORA
GRUPO DE MEJORA
CRITERIOS
EVALUACION DE SUGERENCIAS
SUGERENCIAS
SITUACION DE MEJORA
INDIVIDUAL
GRUPAL
COMITE GERENCIAL
RECONOCIMIENTO
PUBLICACION
CIERRE DE EVALUACION
SEGUIMIIENTO
APOYO
APERTURA DEL GRUPO
SELECCION
EQUIPO COORDINADOR DE GRUPOS DE MEJORA

Es aconsejable invitar a participar a la persona que sugirió o propuso el tema, así como también a aquellos que estén directamente involucrados o afectados por el mismo

Cuando sea posible, los grupos deberán tener una integración multisectorial y multidisciplinaria.

La participación es individual y nominativa, por lo tanto nadie representa a ningún sector, y no puede ser reemplazado en caso que tenga que dejar el grupo.

3.3.3- Tiempos de Funcionamiento de los Grupos. Los grupos deberán tener un funcionamiento promedio de tres meses, realizando una reunión por semana. De ser necesario se podrán realizar como máximo dos reuniones semanales.

3.4- Temas y Fuentes de Mejora.

Los temas susceptibles de ser tratados por grupos de mejora son en principio ilimitados. Provienen de múltiples áreas, tales como:

trabajo propio
ahorros de energía, material y otros recursos,
condiciones y entorno laboral,
máquinas, equipos y procesos,
tareas administrativas,
calidad de lo producido,
seguridad,
servicios y relaciones con clientes internos y externos,
proveedores,
sistema de la Calidad, etc.

Las autoridades consideraron la no exclusión de ningún área temática; en el caso que apareciera alguna exclusión es necesario explicitarla, ya que estos datos deben ser incorporados a los criterios de selección de temas.

Diversas fuentes pueden aportar temas para ser seleccionados y posteriormente tratados en los distintos grupos de mejora. Entre ellas seleccionamos como de factible aplicación en el CAE :

- buzón de sugerencias
- sugerencias elevadas por vía jerárquica a través de las Unidades
- grupos especiales para el aporte de ideas
- temas propuestos por la Gerencia y/o Gerencia General

3.5- Manejo y Selección de los Temas y Canales de Comunicación

El sistema de manejo y selección de temas de mejora debe ser dinámico. Como premisas básicas hay que considerar:

- Todas las sugerencias, se acepten o no,. deben ser contestadas.

- Se deben establecer criterios para la evaluación de las sugerencias.
- Los criterios mencionados deben darse a conocer a toda la organización involucrada.
- Los mecanismos para la presentación de temas deben estar claramente establecidos.

El sistema de comunicación desempeña un importante papel ya que facilita la tarea de los grupos, permite un monitoreo de los mismos y, a través de la divulgación de lo realizado, actúa como motivador y generador de confianza.

Se deben establecer los mecanismos para:

- dar a conocer a la organización los distintos aspectos del sistema de mejora
- efectuar el seguimiento de los grupos
- realizar el monitoreo, evaluación y cierre de los grupos
- atender las consultas generadas
- presentar los resultados obtenidos
- divulgar lo actuado por los grupos

3.6- Continuidad de los Resultados

Las mejoras obtenidas deben ser estandarizadas, esto significa que se debe garantizar el mantenimiento del nivel o estándar logrado, hasta que se opere una nueva mejora. Para ello debe efectuarse un seguimiento de la mejora a fin de verificar su continuidad.

3.7- Reconocimientos

Cualquier trabajo realizado debe ser evaluado, y quien lo ejecutó debe ser reconocido.

En el caso de las sugerencias, su presentación debe ser agradecida, sea la misma aceptada o no.

Se deberán establecer, los tipos y grados de agradecimientos y reconocimientos.

3.8- Capacitación

La capacitación y el entrenamiento, son la base de cualquier sistema de mejora.

A fin de proponer temas, analizar problemas y brindar soluciones la gente necesita estar capacitada y tener las herramientas necesarias.

Otro ítem a tener en cuenta es la capacitación acorde con los distintos niveles de participación, de modo de facilitar el accionar de los grupos.

3.9- Bases para el Inicio de los Primeros Grupos

El comienzo de un sistema de Grupos de mejora es una experiencia de aprendizaje y prueba.

Los primeros grupos tienen que tener una alta probabilidad de éxito, y sus resultados deben ser útiles y fácilmente evaluables (ya sea en pesos, tecnología, satisfacción, etc).

Estos grupos requieren por ello un gran apoyo y seguimiento.

La motivación y confianza inicial de la gente en el sistema, dependerá de los resultados de esta etapa.

Los tiempos de puesta en marcha se deben establecer previamente y, mantener la premisa de que el sistema requiere avanzar por etapas. Se estima conveniente impulsar grupos iniciales, con objetivos realistas y resultados predecibles.

4.- CONCLUSIONES

El funcionamiento del Sistema de Grupos de Mejora:

- establece un mecanismo de participación del personal lo que constituye un hecho positivo en sí mismo.
- constituye un buen sistema de asesoría a nivel gerencial.
- permite compartir los problemas, analizar, madurar y consensuar las soluciones
- mejora el trabajo y nuestras relaciones personales.

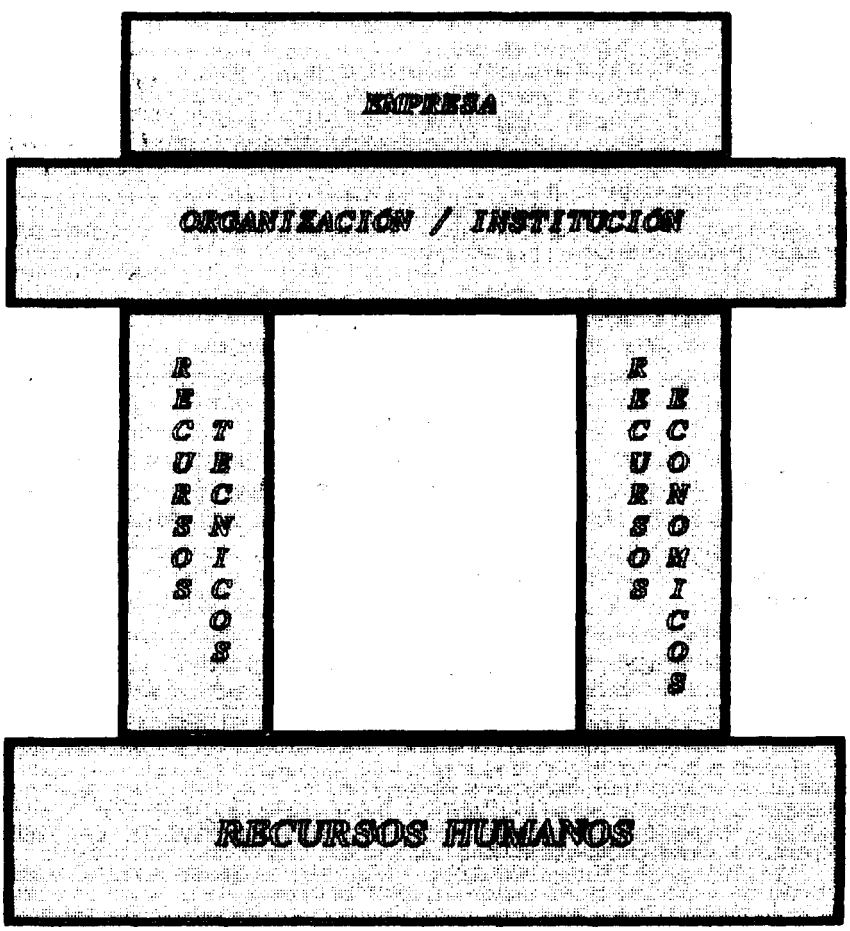
"CAMINOS HACIA LA CALIDAD TOTAL EN LA FORMACIÓN DE LOS RECURSOS HUMANOS EN EMPRESAS EN PROCESO DE CAMBIO"

Autor: Ricardo Omar Valiño ** Nucleoeléctrica Argentina S. A.

1. INTRODUCCIÓN:

La experiencia que se va a relatar reconoce como origen, en el año 1985, el proceso de formación y desarrollo de profesionales y personal de conducción que comenzó a concretarse en la Gerencia de Area Centrales Nucleares de la Comisión Nacional de Energía Atómica, que prosiguió con el personal de conducción de otras áreas de la precitada Institución, que luego se complementó con algunas experiencias piloto que se desarrollaron en organizaciones del área de generación eléctrica, ahora privatizadas, y hoy se continúa en Nucleoeléctrica Argentina S.A.

Para concretarlo se tuvo en cuenta que para abordar este tópico, era conveniente tener presente, como eje temático, cuales eran los pilares sobre los que se asienta el éxito de una organización, empresa o institución, ya sea de capital privado o estatal, y que se expresan en el siguiente gráfico.



El mismo, nos permitió asumir las siguientes hipótesis:

a) Un pilar representa los recursos técnicos. Por esto se entiende lo que comprende a las máquinas-herramientas. Si un engranaje falla, puede ser cambiado por otro que responde a las mismas normas y funcionará con idéntica eficiencia.

b) El otro pilar son los recursos económicos; éstos pueden conseguirse o reemplazarse con la misma eficiencia operativa; si faltan, se consiguen o si sobran, se invierten.

c) La base son los recursos humanos (la gente). Este recurso es el que maneja a los dos anteriores; es la clave de la eficiencia de la organización. Es un recurso que si pierde la motivación que tiene, cuesta remotivarlo; si falla en la concreción de su gestión probablemente hay que cambiarlo, pero en esta circunstancia hay que tener en cuenta que esto no se puede hacer en forma inmediata ya que su entrenamiento cuesta, tiempo y dinero.

Este, último, es el recurso estratégico por antonomasia de la organización, pues permite que la misma se conduzca con eficiencia, eficacia o efectividad, a través del desarrollo de un estilo o dirección coherente y de una serie de valores compartidos o cultura organizativa homogénea, dando calidad a la gestión.

II. FUNDAMENTOS DEL DIRIGIR:

Teniendo en cuenta la hipótesis primaria expuesta en la introducción, que funciona como pilar de la efectividad organizacional, es que debimos analizar que era el dirigir.

Para ello que fue necesario tener presente que la función dirigir proviene del razonamiento que busca el **PORQUE** de las cosas que hacemos.

De ahí, es que vimos que la organización no piensa ni cree, ni decide como un todo; no es algo que puede ser sin sus componentes, ya que de ella surgen manifestaciones racionales y emotivas, en la que todos los hombres que la componen tienen poder, algunos más y otros menos.

Así podemos decir que: formarse y capacitarse en la conducción del recurso humano es una obligación ineludible de quienes la dirigen y supervisan, para poder dilucidar el **PARA QUE.**

También fue conveniente preguntarse porqué la gente está en las organizaciones, ya que el conocimiento de esta necesidad permitirá resignificar la función de la conducción.

Es así que esbozando una respuesta podríamos decir que la gente está por alguna y/o varias de las causas que se enumeran a continuación:

1) La seguridad que siente.

2) La integración que logra en los grupos (desarrollo de la pertenencia).
3) Su acuerdo con los objetivos que posee la misma.
4) El desarrollo, su realización y su prestigio personal.
5) La posibilidad de arraigarse.
6) La posibilidad de tener una participación efectiva en las decisiones que se toman.
7) El prestigio que tienen las organizaciones.
8) El respeto que le prodigan las personas que lo rodean.
9) Razones de tipo económico.
10) Status.
11) Valores compartidos con los demás miembros de la misma.

Así, podríamos decir que quién ejerce la tarea de supervisar y/o dirigir tiene la obligación taxativa de hacer un uso adecuado del poder que le otorga la organización. Debe tener claridad en las tareas a asignar, en la autoridad y responsabilidad a otorgar, en las políticas que pondrá en práctica, en los objetivos a determinar y en los caminos a seguir, debiéndose tener en cuenta además que en los momentos actuales, el contexto en el cual están insertas las organizaciones y que afecta el resultado de las acciones que generan, es cambiante y turbulento con grandes señales de ambigüedad e incertidumbre.

Todo lo expuesto, que actuó como balizamiento de nuestro pensamiento y acción, posibilitó que comenzáramos a desarrollar un trabajo de entrenamiento en el cual se involucró a más de seiscientos (600) agentes, con responsabilidades de conducción, y que pertenecían a diversas unidades orgánicas de esta Institución, y que fue complementada también con algunas experiencias piloto que se llevaron a cabo en organizaciones del área de generación eléctrica, hoy privatizadas.

Se utilizó para ello una metodología educativa que tenía como eje el análisis de casos, el análisis de la dinámica generada, el que los conceptos teóricos luego de explicados y discutidos grupalmente tuvieran una articulación con el aquí y ahora de la operación diaria, no en cuanto a la concreción de recetas sino en cuanto a la posibilidad de un aprendizaje, desarrollar la capacidad de aprender a aprender y en última instancia aprender a pensar de una forma más adecuada a las necesidades emergentes, complementando con herramientas provenientes de la praxis gerencial, la psicosociología y la sociología organizacional.

Esto nos llevó a instrumentar los programas del PRODEPERCO (Programa de Desarrollo de Personal de Conducción), Módulo I " La conducción de personal" y Módulo II "Administración estratégica de recursos humanos" que son los indicados en el Anexo I.a. y I.b.

III. EMPIEZA UNA NUEVA ETAPA:

Por el año 1990, a la luz de los resultados obtenidos en la implementación de los programas del PRODEPERCO -entre los años 1985 y 1989-, obligó a un replanteo teórico de los emergentes funcionales e hipótesis con las cuales habíamos acometido el proceso, a lo que debimos adicionar el análisis del

contexto en el cual se halla inserta la Institución, y especialmente las unidades de generación nucleoeléctrica, lo cual nos mostró las tendencias de futuro que se estaban sucediendo a los efectos de obtener la efectividad y excelencia organizacional.

Es así que se decidió lanzar el programa "Cultura Organizativa y Productividad" (Anexo II), y a partir del año 1993 se instrumento -como experiencia piloto- el "Módulo II - Administración estratégica de Recursos Humanos" (Anexo III) para el grupo perteneciente a la Administración del CAE, que fundamentalmente estaba dirigido a mejorar y/o desarrollar la calidad y excelencia de la gestión.

Se utilizó desde ese momento, además de las herramientas mencionadas la lectura de la dinámica grupal generada a partir de la intervención de un equipo, compuesto por un operador grupal (coordinador-gerente-instructor) y psicólogos sociales.

Estos últimos efectuaban el análisis de la interacción docente-grupo y la de los integrantes del grupo entre sí, viendo así los obstáculos epistemofílicos (cuando lo emocional impide la operación del conocimiento) surgidos.

Esta circunstancia permitió operar sobre los precitados, contextualizándolos teóricamente y provocando el análisis crítico e introspectivo, a fin de que se creara un campo propicio que permitiera resignificar la realidad e intentar la modificación de las matrices de aprendizaje.

Ya con la experiencia acumulada, se desarrolló en el año 1994 en la G. A. C. N., con el aval de la máxima autoridad, y complementándose con la instrumentación de los módulos del PRODEPERCO, el proceso de sensibilización y/o curso introductorio sobre Calidad Total, que se dicta bajo el nombre de "La disciplina de la calidad, herramienta para el mejoramiento de la empresa" (Anexo IV).

Este proceso utilizó una tecnología educativa equivalente a la precitada en los párrafos anteriores, estando a cargo de instructores con una fuerte formación académica y una extensa experiencia en el terreno de la acción gerencial, contando además con el apoyo de un especialista en comportamiento humano, con formación y experiencia de gerente instructor.

Estos nuevos procesos que se iniciaban planteaban, con una metodología educativa equivalente a la utilizada en la primera parte, la sensibilización en temas de CALIDAD TOTAL, orientándose fundamentalmente al replanteo y la concreción del cambio de las matrices de gestión utilizadas.

Se tomó como fundamento teórico en este proceso la utilización del deutero-aprendizaje, traducido en la posibilidad de desaprender lo aprendido, aprendiendo a aprender, y por sobre todo aprender a pensar en una forma diferente, resignificando la utilización del análisis crítico a fin de desarrollar una organización inteligente. Una organización con pensamiento innovativo para mejorar la eficiencia, productividad y calidad

de sus sistemas de gestión.

En esta etapa y hasta el día de hoy se entrenaron aproximadamente a 350 agentes, pertenecientes a la GACN, CNA-I, CAE, algunos otros sectores productivos de la CNEA y fundamentalmente Nucleoeléctrica Argentina S.A., con un perfil preponderantemente profesional, técnico y de personal de conducción.

Los temas teóricos que se abordaron, entre otros, fueron: matrices de aprendizaje, grupos operativos, dinámica grupal, manejo del conflicto, proceso de comunicación, liderazgo, motivación, ecuación cliente-usuario-proveedor, revalorización del sentido común, la excelencia como límite de la calidad, la no calidad, impacto económico de la no calidad, sistemas de calidad, criterios básicos de la calidad total.

Se buscó siempre resignificar el aprendizaje, anudando y articulando en el análisis la operación sobre el campo de la realidad de los conceptos teóricos que se vertían en el trabajo y en la dinámica grupal generada dentro del seminario.

Sintetizando contrastábamos la realidad con la teoría y a ésta con aquella.

IV. HOY:

Esta experiencia, que ya lleva más de 10 años, ante las circunstancias que adquirió el contexto económico-político-social que contenía a la generación nucleoeléctrica, la realidad organizacional y vincular asumida en N.A.S.A. -empresa en la que se realizaba la misma-, aconsejó un cambio en la metodología docente a instrumentar.

Para ello, se empezó a completamentar a partir de 1996, el proceso con reuniones en las cuales participan personal de conducción de las diferentes Gerencias.

El trabajo, del cual participan tres grupos operativos con un total de aproximadamente 50 integrantes, se completa con:
a) el análisis de estímulos visuales, como ser películas, videos conteniendo conferencias y charlas, de profesores extranjeros y consultores internacionales, en temas tales como calidad, autoformación, liderazgo, motivación, negociación, Team Building, análisis de los paradigmas y de las acciones gerenciales,
b) la utilización para el análisis contextual de matrices, por ejemplo F.O.D.A. y las 4 P de Mc Carthy especialmente
c) la grabación y el análisis por parte de un equipo de psicólogos sociales de la interacción generada a partir de los estímulos y la confrontación con el facilitador (gerente instructor), para ver como operan los miedos básicos y los obstáculos epistemofílicos para quitar eficiencia, excelencia, productividad y calidad a la conducción del recurso humano.

Es bueno tener en cuenta que el proceso que se está desarrollando, que abarca a una población significativa y representativa de actividades productivas, consideramos que a pesar de haber superado su etapa inicial y resistencial, no esta

consolidado.

Pero a pesar de ello, ya nos permite aportar los siguientes emergentes observacionales para reflexionar:

a) se presentan grandes dificultades al encarar el cambio de las matrices de aprendizaje y/o gestión, especialmente cuando la cultura organizacional instaurada de base tiene su raíz en el desarrollo de una tecnología de punta, con gran cantidad de actividad cerebro-intensiva.

b) cuando el contexto está turbulento, cambiante e incierto, con una tendencia a la globalización y en el cual hay gran prevalencia de la ambigüedad, el personal reconoce que tiene que cambiar sus matrices para adecuarse, pero las barreras resistenciales producto de los obstáculos epistemológicos y epistemofílicos operantes, tienden a crecer llegando en algunos aspectos a provocar conductas no instrumentales que al generar parálisis operativa, no sólo bajan la efectividad del factor humano sino que además provocan el crecimiento de las ansiedades básicas.

c) los cambios en la calidad de la gestión se pueden percibir, a pesar de que la experiencia tiene un carácter focalizado y en algunos aspectos de no contar con el apoyo explícito de la línea gerencial, cuando se superan las primeras barreras resistenciales y defensivas.

d) que en los sectores donde se implemento con el apoyo explícito del máximo responsable, los resultados son más satisfactorios y permiten predecir gestiones con más eficiencia y calidad, que permiten predecir tiempos más halagüeños de persistir en la tendencia.

e) que la instrumentación e inserción de la ecuación cliente-proveedor en todos los niveles y campos laborales de la organización permitirá la mayor productividad y efectividad del recurso humano.

V. CONCLUSIONES:

Cuando se confronta lo realizado hasta hoy en este proceso y teniendo una visión de aldea global del mundo organizacional, se observa que hay predominantemente un contexto turbulento y globalizado, con mucha velocidad de cambio, incertidumbre, sorpresa y un manifiesto avance en el aspecto tecnológico.

Esto exige al recurso humano en su camino hacia la calidad total en la actividad que desarrolla el tener: percepción del contexto, planificación de alternativas, velocidad de respuesta, versatilidad de las decisiones, flexibilidad ante el cambio, capacidad de formular hipótesis, imaginación con una importante capacidad de anticipación para conjurar las amenazas y aprovechar las oportunidades.

Es así que se debe potenciar su eficacia y eficiencia, buscando el aumento de su efectividad profesional a través de

un proceso de formación, en el cual se deje en claro la necesidad de que se asuma la responsabilidad y se desarrolle la virtud del análisis crítico de la propia gestión.

Debe apuntar, apoyándose en sus habilidades a convivir y tratar de superar las crisis que se le presenten, trabajando con la prospectiva y la coyuntura, usando un conjunto de ideas (desarrollando una ideología) que le permita crecer a partir de sobrevivir en el presente y utilizando como valor fundamental el tener como aliado a la tecnología y al cambio que es lo único permanente, tal cual lo escribía Heráclito, 700 años antes de Cristo.

Para reafirmar y ampliar lo precedente, usufructuando la posibilidad de analizar en forma sistemática como una totalidad en acción, se puede ver que el rasgo predominante tiene que ser la ***FORMACIÓN*** en el tema de la "Conducción y Administración Estratégica del Recurso Humano", buscando el ***EDUCAR*** en áreas que hacen a la *CALIDAD* y las *MATRICES DE GESTIÓN*, con el objeto de conseguir en ese recurso humano el cambio actitudinal, circunstancia que lo convertirá en un ***factor sinergizador, potenciador y clave del cambio.***

Es así que teniendo en cuenta el contexto que se observa en el mundo y especialmente el de nuestro país, a las instituciones y organizaciones se les hace necesario la formación de los niveles de mando en el tema de la mejora de la gestión, a fin de que ellos sean los impulsores de los cambios que se deben dar en las mismas, buscando el incrementar la excelencia, la efectividad, la calidad y la productividad a partir de reafirmar las capacidades: diagnósticas, anticipativas, adaptativas, relacionales, decisorias, creativas y conductivas.

Por ello se hace necesario:

a) el diagnóstico de la cultura organizativa.
b) analizar el clima interno.
c) replantear la cultura organizacional futura.
d) fijar un estilo de gestión concurrente con la nueva cultura.
e) fijar objetivos claros, específicos y comunicables.
f) desarrollar e instrumentar programas de gestión de calidad que se apoyen en la conducción estratégica del recurso humano con:

   f.1.) métodos claros.
   f.2.) programas adecuables que permitan la reflexión para el cambio y enfrentar la resistencia que se genere.
   f.3.) utilizar toda la metodología educativa que permita desarrollar una organización inteligente con capacidad de aprender a aprender y fundamentalmente aprender a pensar.
   f.4.) analizar la ejecución para concentrar la utilización de la energía y evitar un gasto inútil de recursos.
   f.5.) medir por ende los resultados de la acción desarrollada, para lo cual se deberá tener en claro

hacia donde va la empresa (cuales son sus objetivos) y hacia donde se encaminan, concurrentemente, sus cuadros de conducción.

g) resignificar las herramientas de la conducción en la acción, construyendo así la calidad de la gestión y el gerenciar a partir de la construcción de un nuevo paradigma en el que la cultura, la calidad, la productividad, la eficiencia y la ética sean Factores Críticos de Exito.

Es decir acompañar un proceso de reflexión que permita un cambio actitudinal que se pivotee o utilice como meridiano las tres C (comprensión - convicción - compromiso), facilitando así el mejoramiento de la capacidad de interacción funcional de los grupos entre sí, sensibilizando a los miembros de la institución y/o organización sobre la necesidad de mejorar la efectividad, la moral y el crecimiento de los equipos de trabajo, buscando el consenso, la colaboración y la participación, potenciando a su vez la eficacia y efectividad de la calidad en la gestión de la conducción a partir de la generación entre sus integrantes del ejercicio de la formación, el desarrollo de la responsabilidad y la práctica del análisis crítico.

Todo ello involucrado en un paradigma a desarrollar, que contenga la posibilidad de repensar ***EL CAMBIO*** empatizándolo con las modificaciones ocurridas en el ***ENTORNO*** y dotando a los recursos humanos que deben operar en esa realidad de una estructura de valores, conductas y comportamientos, que teniendo el eje en el problema de la ética profesional, laboral e individual, provea de una coherencia interna a los mismos, para que esta se traduzca en un ***CÓDIGO ÉTICO*** que sustentado por la Empresa y/o Institución ***"busque la mejora de la eficiencia operativa y el crecimiento en la Calidad de Vida Personal, Laboral y Dirigencial"***.

BIBLIOGRAFÍA

1. La organización científica del trabajo, ¿Ciencia o ideología? por José M. Vergara.
2. Cuestionando en administración, por Bernardo Kliksberg y otros.
3. Administración, subdesarrollo y estrangulamiento tecnológico, por Bernardo Kliksberg.
4. Tecnología, administración y sociedad, por Peter F. Drucker.
5. Psicología social de las organizaciones, por D. Katz y R.L. Kahn.
6. La gerencia de empresas, por Peter F. Drucker.
7. Reinventar la empresa, por John Naisbitt y Patrick Aburdene.
8. La gerencia, tareas, responsabilidades y prácticas, por Peter F. Drucker.
9. La gerencia en tiempos difíciles, por Peter F. Drucker.
10. Las empresas como sistemas culturales, por Terence E. Deal y Allan A. Kennedy.
11. The concept of the corporation, por Peter F. Drucker.
12. La innovación y el empresario innovador, por Peter F. Drucker.
13. En busca de la excelencia, por Thomas J. Peters y Robert H. Waterman Jr.
14. Estrategia de alta gerencia, por B. B. Tregoe y J. W. Zimmerman.
15. La mente del estratega, por Kenichi Ohmae.
16. El ejecutivo eficaz, por Peter F. Drucker.
17. La gerencia y la empresa, por Federico Frischkenecht.
18. La gerencia efectiva, por Peter F. Drucker.
19. La empresa flexible, por Alvin Toffler.
20. El empresario de la nueva era, por Peter F. Drucker.
21. La gestión natural, por Jaime Maristany.
22. Productividad total, por John Belcher.
23. Calidad sin lagrimas, por Philip B. Crosby.
24. La quinta disciplina, por Peter M. Senge.
25. La empresa del tercer tipo, una nueva concepción de la empresa, por Georges Archier y Herve Serieyx.
26. Cambio, por Paul Watzlawick y otros.
27. ¿Es real la realidad?, por Paul Watzlawick.
28. Aprender a pensar, por Edward de Bono.
29. La personalidad creadora, por Abraham Maslow.
30. Cambio, por Alberto Levy y otro.
31. No cualquiera, por Alberto Levy.
32. Calidad estrategica total, por Roberto Rico.
33. Cómo crear un equipo de alto rendimiento en su empresa, por Steve Buchholz y Thomas Roth.

NEXT PAGE(S) left blank

NOTA:

Para consultar los ANEXOS a que se hace mención en este trabajo se deben comunicar con el autor del mismo: Lic. Ricardo Omar Valiño;

Empresa: Nucleoeléctrica Argentina S. A.
Dirección: Arribeños 3619
1429 - Buenos Aires
República Argentina
Teléfono: 01-701-4674
01-701-9656
Fax: 01-701-8621

SIGMA. New Concept of an Advanced, Non-Proliferating, Small and Modular Gaseous Diffusion Enrichment Technology.

P.C. Florido, D.O. Brasnarof, J.E. Bergallo, D. Delmastro
Centro Atómico Bariloche, (8400) San Carlos de Bariloche, Río Negro, ARGENTINA.

Introduction:

Construction of the gaseous diffusion plants (GDPs) was started during World War II to produce enriched uranium for defense purposes. These plants were used primarily for this purpose through 1964. From 1959 through 1968, uranium enrichment production shifted primarily to supply the nuclear power industry. Considerable progress has been made since the first enrichment cascade started operation in U.S. in 1945 (Oak Ridge) and later in France, 1967 (Pierrelatte). Progress comes from the developments of more efficient barriers, the improvements in various plant components and overall plant design. U.S. Cascade Improvement Program (CIP) and Cascade Uprating Program (CUP) were made using advanced barriers and compressor design to increase the separative capacity of Oak Ridge, Portsmouth and Paducah [1]. Tricastin GDP (France) sizes are similar to those of the upgraded American Plant, and the vertical position of compressor and diffuser axis leads to a more compact cascade design [1][2].

Increases in capital charge, electric power supply and interest rates, shift competitiveness to centrifuge enrichment Plants. The European consortium Urenco uses modular centrifuge enrichment technology at its three plants. As result, it can match closely its contract requirements with its capacity. Urenco operated plants at Almelo (Netherlands); Capenhurst (U.K.) and Gronau (Germany) with a capacity ten times lower than US plants [3]. Japan Nuclear Fuel Ltd's (JNFL) Rokkasho uranium enrichments plant, started operating in march 1992, with a small modular ultracentrifuge technology. JNFL plans to build ten modules [4], adding one module each year until reach a planned total annual capacity of one half of Urenco.

Cascade Paradigm:

The design of a new GDP and the evaluation of production cost are economical problems to be solved by suitable optimization techniques. A review of these techniques could be seen in reference [1] and [5]. Recently economic optimization was reviewed using more advanced optimization tools, with more detailed advanced fluid dynamic models (separative barriers, compressor, etc.), confirming that the lowest economical separative capacity (SWU) is 3 MSWU/year [6].

This economic behavior is due to the component costs increase and compressor efficiency decrease at low flow stages. A GDP cascade has thousand of stages in series in which higher enrichments have lower mass flow. The smallest flow stages are the most expensive per SWU (higher component costs with less compressor efficiency). Thus a GDP will be competitive when the smallest stages are competitive, and this usually happens in GDP cascade configuration for a 3 MSWU/year capacity.

This behavior could be seen as a *cascade paradigm*, because is generated for the cascade concept itself, with small dependence on technology.

Market Condition:

The existing capacity world-wide amounts to some 49 MSWU/y, which includes an estimate for the combined capacity of Russian services. Today's demand is little over 34 MSWU/y. Although set to grow, with demand increasing in specific areas such as the Far East, only an extra 2 MSWU/y is expected by the year 2000.

This situation, and the uses of HEU from nuclear warheads for reactor fuel after dilution, have introduced a growing slice of politics, trade relations, and timing, into the enrichment market. As a government enterprise, the US enrichers have already closed one plant completely (Oak Ridge in 1985) [7][8]. There is substantial over capacity at the two other former DOE plants, and it has been reported that one of these may be closed at the mid - 1990s. Since 1970, centrifuge technology has been proven and widely adopted because it can match closely the demand requirements. Now the centrifuge is established as the modern industrial technology while the diffusion plants are aging. Laser isotope separation continues to be promised but is not likely to be commercialized for the foreseeable future, if at all.

Presently the bulk of nuclear reactors demands is concentrated in Asia [9][10], and there is concense that it will persist in this region during the next years [11]. Recently new emerging Asian countries (Thailand, Vietnam and Indonesia) begin studies for construction of its first nuclear power plant [12][13]. In the near future the demand of nuclear reactors is more likely to move toward the new emerging economies, constituted by small and flexible countries, without nuclear weapons. Non proliferation consideration needs to be taken into account in this market.

SIGMA Concept:

In order to obtain a competitive gaseous diffusion technology, efforts must be focused on energy consumption and capital costs reduction. SIGMA concept solves both [14].

The first goal is reached using the most efficient compressor, that is the axial flow type. A new cascade configuration enables (see figure 1) the assembling o several streams with different isotope composition in parallel at the compressor inlet and outlet, without significant mixing (without SWU losses). It overcomes the problem of large plant sizes to obtain good performance of compressors. This type of solution was industrially proven by other technologies, and also reduce the number of compressor and sealing systems.

To minimize capital and complexity, recycle compressor is replaced by a static injector with good performance.

The second goal is attained with an integrated design of the SIGMA concept (see figure 2). This modular design able the manufacture, assembling and commissioning of each module (with several stages) into a proper installation, and then send it to the final site. The SIGMA concept can manage 15 or 20 different enrichment streams in the same module. This enables to get and optimum size for the major components standardization.

The SIGMA cascade plant is builded by several of these units in series. For the plant squared off, the units are designed with different number of parallel streams, but with the same compressor, heat exchanger (HX), and external vessel.

SIGMA Advantages:

The SIGMA enrichment concept, together with integrated lay - out has been designed in order to maximized the advantages for future enrichment market.

A summary of design advantages is:

1- Reduce major component weights (reduced costs).
2- Lower piping length, joints, flanges and supports.
3- Lower heat losses, due to the less surface volume ratio.
4- Small leakages (low seals number).
5- Fast HX replacement, due to specific HX design.
6- Less land requirement for compact lay out.
7- Whole unit transportability (total weight compatible with cranes).
8- No external building, due to maintenance transportability.
9- Competitive at small scale (axial compressor at low stage flows).
10- Gas turbines could be used instead of electrical motors.

Non Proliferation Design:

The proliferation risk is a central issue in the future nuclear energy market. The main characteristics of the proliferation risks are [15]:

1- The attractiveness, to a potential diverter, for HEU production.
2- The diversion capabilities of high LEU mass.

GDP have low potential attractiveness for HEU production, but relative high diversion capabilities of high LEU mass. On the other side ultracentrifuge has the opposite situation. Strong efforts are needed in order to developed safeguards systems, and to reduce the proliferation risk for both technologies.

The SIGMA concept has been developed in order to reduce the proliferation risk to a near - zero value.

To achieve this goal the design includes:

1- The integrated design has a center empty space in order to include low cost's detector for total neutron counting probes. These technologies are similar to the uranium mining well logging techniques (detect U235 inventory).

2- The uranium inventory and geometry are enough to use coincidence neutron counting techniques (detect the U238 inventory).

3- Vertical lay - out reduce the neutron backscattering from the floor.

4- The distances between modules are enough to reduce the neutron interpretation uncertainties of the Non Destructive Analysis (NDA) techniques [16][17].

5- The neutron probes could measure the Process Inventory at all the time, and could be remote controlled.

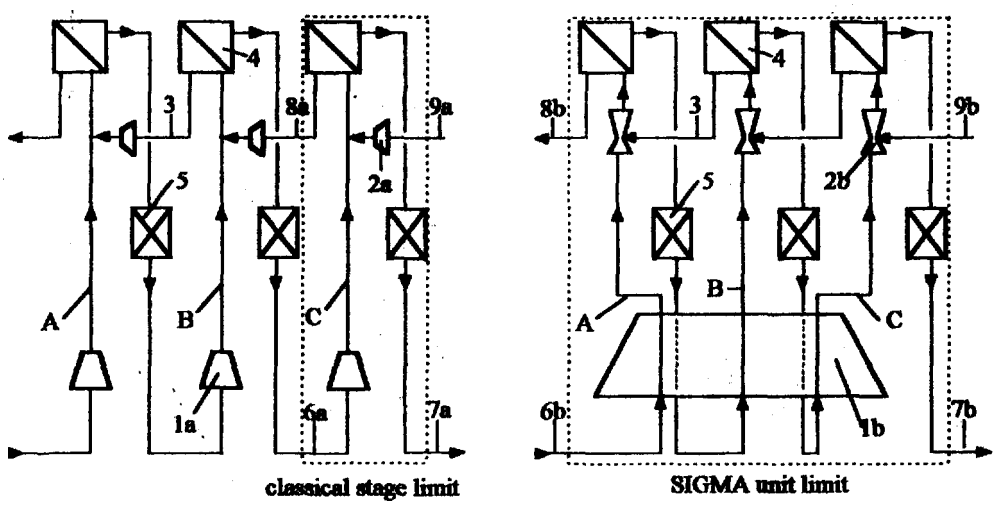
6- The different neutron counting between the hold up and gas inventory could be followed at different times (measuring the history of the enrichment and gas inventory).

7- The plant is designed to obtain a maximum enrichment grade of 5%, so it could not be used for HEU production.

Project Status:

The SIGMA concept is one of the mains projects of the Atomic Energy Commission of Argentina. Presently is under progress, with activities of engineering, membranes developing, cascade and safeguard design. Pilot and demonstration activities will start in one year.

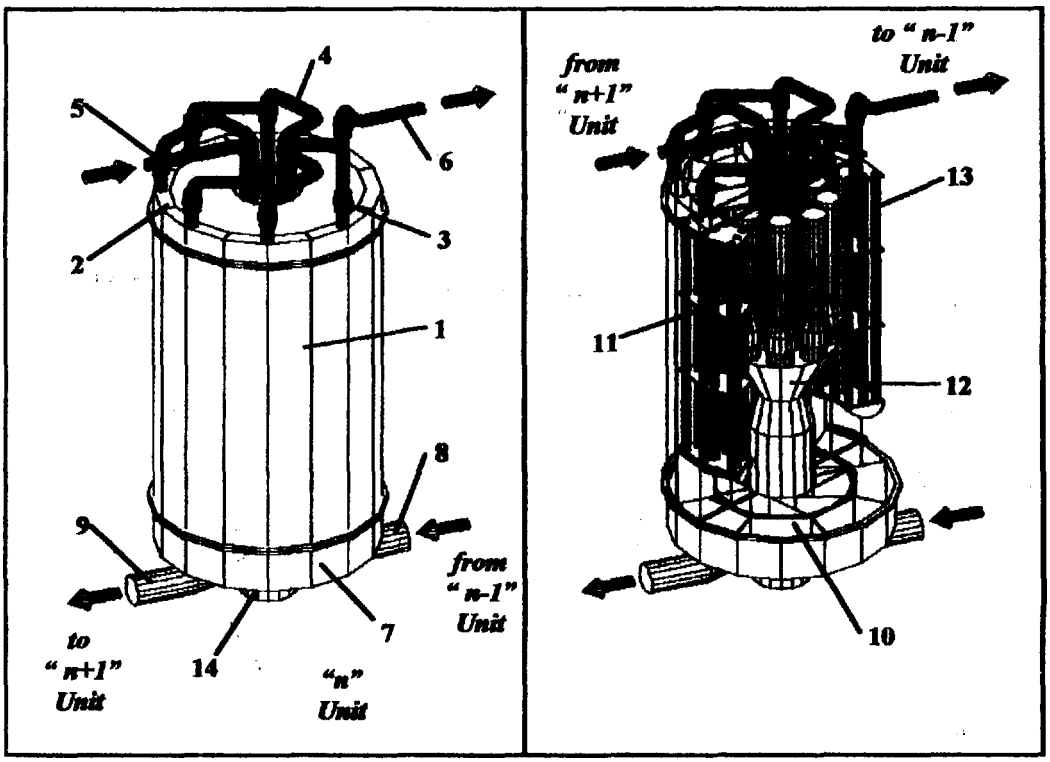
Figure 1: Classical gaseous diffusion cascade and SIGMA cascade



References

A, B, C	Consecutive enriched streams	6a	Stage inlet enrichment line
1a	Main compressor	6b	Unit inlet enrichment line
1b	Multiflow axial compressor	7a	Stage outlet enrichment line
2a	Recycle compressor	7b	Unit outlet enrichment line
2b	Injector	8a	Stage outlet recycle line
3	Recycle line	8b	Unit outlet recycle line
4	Diffuser	9a	Stage inlet recycle line
5	Heat exchanger	9b	Unit inlet recycle line

Figure 2: SIGMA integrated design external and internal view



References

1. External vessel
2. Upper vessel head
3. Control valve
4. Recycle line
5. Unit inlet recycle line
6. Unit outlet recycle line
7. Lower vessel head
8. Unit inlet enrichment line
9. Unit outlet enrichment line
10. Heat exchanger
11. Injector
12. Multiflow axial compressor
13. Diffuser
14. Driver mechanism (gas turbine or electrical motor)

Conclusions:

The merge of gaseous diffusion technology and SIGMA design, enable the lowest proliferation risks by design (see table 1 for comparison between different technologies).

Table 1. Comparison of proliferation issues between different technologies

Characteristics	Ultra Centrifuge	Laser	Gaseous Diffusion	SIGMA
Transients Velocities	High	High	Very Slow	Very Slow ✓
Re configuration risk	High	Very High	Very Slow	Very Slow ✓
Solid Hold - up	Zero	Zero	High	High ✓
High LEU mass diversion	Low	Low	High	Low ✓
NDA techniques	Acceptable	Unknown	Acceptable	Excellent ✓
On line NDA techniques	Zero	Zero	Low	Excellent ✓
Proliferation Risks	**Medium**	**High**	**Moderate**	**Near Zero**

Classical GDP's are a mature separation process, with long time of operational experience, but competitive only at large sizes. Ultra centrifuges have less experience and small competitive size, but with higher proliferation's capabilities. Laser isotope separation continues to be promise but they have the largest proliferation risks. In table 2 this situation is summarized.

Table 2. Comparison of different technologies

Characteristics	Ultra Centrifuge	Laser	Gaseous Diffusion	SIGMA
Operation Costs	High	Unknown	Moderate	Balanced
Energy Costs	Low	Low	High	Balanced
Capital Costs	High	Unknown	Moderate	Balanced
Economic Size	Small	Unknown	Very Big	Small
Modular Design	No	No	No	Yes
Maturity	Commercial	developing	Commercial	Proved changes
Proliferation Risks	Medium	High	Moderate	Near Zero
Capability to GDP Replacement	**Good**	**Developing**	**Low**	**Very Good**

SIGMA concept mixed the advantages of ultra centrifuge (small economics size) together with gaseous diffusion. SIGMA concept adds new non proliferation changes, using proved changes at commercial levels. Then SIGMA design is proposed as a new option for the future enrichment market, where new plants will need (for local demand growth or replacement of old GDP plants).

As an example, Massignon writes long time ago [1]:

"Future competition with other separation processes will depend on technological progress, on the civilian power needs and costs, on the maturity of the various processes and non proliferation considerations".

References:

[1] S. Villani. Topics in Applied Physics. Vol. 35 Uranium Enrichment. Springer Verlag. Berlin, 1979.

[2] Uranium Enrichment by Gaseous Diffusion at the Georges Besse Facility. Eurodif.

[3] Fuel Cycle Developments. Nuexco Review 1992.

[4] White Paper on Nuclear Energy 1995. Atomic Energy Commission of Japan.

[5] M. Martensson. Economics of Uranium Enrichment by Gaseous Diffusion. IAEA Symposium on Economics of Nuclear Fuels - Vienna 1968.

[6] D.O. Brasnarof, P.C. Florido, J.E. Bergallo. Diseño y Evaluación de una Planta de Enriquecimiento de Uranio por Difusión Gaseosa Económicamente Competitiva. Comisión Nacional de Energía Atómica. Argentina. CNEA - F - 3/95.

[7] L. Gunter. Considering the post - 1995 enrichment market. Nuclear Engineering International. September 1994.

[8] Caution and over - capacity in the enrichment market. Atom 431. November / December 1993.

[9] Asia: The growing nuclear market. Nuclear News. Special Section, June 1995, Vol. 38 No 8.

[10] S. Kuehn. World nuclear power: The focus remains on Asia, Power Engineering International, November / December 1995.

[11] C.W. Forsberg, L.J. Hill, W.J. Reich, W.J. Rowan. The Changing Structure of the International Commercial Nuclear Power Reactor Industry. ORNL/TM - 12284, December 1992.

[12] Thailand and Vietnam Neck and Neck in Nuclear Power Race. NucNet News 347/96.

[13] Expert Say "Yes" to Indonesia's First N-Pant. NucNet News, 18 June 1996.

[14] Patent number 337.775 (under evaluation).

[15] T. F. Moriarty. Safeguards implications of gaseous diffusion enrichment facilities. August 1994. UK Safeguards R&D Program. IAEA REF: UK C00746.

[16] J.N. Cooley, R.L. Mayer, J.M. Whitaker, B.R. McGinnis, T.K. Lee, T. D. Reilly, D.J. Benninson. E. D'Amato, A. Bonino, L. J. Sobehart, P.C. Florido. Development of an NDA Approach for Verifying the Process Inventory of a Gaseous Diffusion Enrichment Cascade. IAEC Symposium on International Safeguards, Vienna 14-18 March 1994.

[17] R.C. Hagenauer, R.L. Mayer. Methods for Nondestructive Assay Holdup Measurements in Shutdown Uranium Enrichment Facilities. Fourth International Topical Conference on Facility Operations/Safeguards Interface. Albuquerque, New Mexico. September 29 - October 4, 1991.

Situation Concerning the Final Disposal of Radioactive Waste in Germany

E. Biurrun J. P. Lempert H.J. Engelmann

Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe mbH (DBE)
Woltorfer Straße 74, D-31224 Peine
Federal Republic of Germany
Phone +49/51 71/43-2 07/Fax +49/51 71/43-4 00

1. INTRODUCTION

In Germany, radioactive waste final disposal is usually defined as: *the maintenance-free, safe and definitive elimination of radioactive wastes without retrieval intention.* According to the German Atomic Energy Act this is the responsibility of the Federal Government, which has delegated the construction and operation of final repositories to the Bundesamt für Strahlenschutz (BfS, Federal Office for Radiation Protection). In lack of industrial experience, BfS is assisted by DBE (German Company for the Construction and Operation of Repositories for Waste), a special-purpose company established in 1979 and charged with the actual engineering, erection and operation of all German radioactive waste repositories.

DBE operates at present on behalf of the Federal Government facilities at three sites: the exploratory mine at Gorleben, a rock characterization facility currently under construction aimed at confirming the site suitability to host a repository for all types of radioactive waste; the Konrad mine, that will be transformed into a repository for non heat-generating radioactive waste after receiving the pending license, due for the very near future; and the repository for radioactive waste at Morsleben, the worldwide only existing deep geological repository.

2. ABOUT WASTE FINAL DISPOSAL

Final disposal in deep geological formations is regarded in Germany as the best solution for radioactive waste elimination; consequently, deep underground disposal is anticipated for all radioactive waste types. The most advanced technical concept considers the disposal of wastes, properly conditioned, in drifts and chambers of a suitable repository mine. This can be realized either by constructing a suitable repository mine or by using an adapted, existing mine in an appropriate geological formations. The isolation of the potentially harmful radionuclides from man's environment relies in this case on a multiple barrier system, a highly redundant containment consisting of natural and engineered barriers acting in series. In a deep

geologic repository the natural barriers: repository formation and overlying strata play the most important role.

With regard to the adequacy of candidate geological formations for hosting a final repository, several in-deep analysis have been carried out. It is today's judgement by most experts that several types of crystalline and sedimentary rock are in principle suitable to host a repository. In Germany, rock salt formations are considered a suitable solution for disposal of all kinds of radioactive waste, specially for heat-generating high-level waste (HLW) - vitrified waste from reprocessing or directly disposed of spent fuel - and for heat-generating intermediate-level waste (ILW). Both, the operating repository at Morsleben and the exploratory mine in Gorleben are in salt formations.

In addition, also other rocks have been surveyed in Germany for their potential to host a repository. Besides crystalline rocks, studied as an eventual alternative to salt for heat-generating HLW, also a special type of iron ore formation, isolated from upper aquifers by a thick overlaying clayish layer, was found suitable to host a deep geological repository for non heat-generating wastes. The Konrad mine, which is planned to host a repository for non heat-generating ILW and low-level waste (LLW), is in this formation.

As stated above, all aspects of the peaceful use of nuclear energy are ruled by a law, the Atomic Energy Act (Atomgesetz), by ancillary legal rules as the Law for Radiological Protection Provisions (Strahlenschutzvorsorgegesetz), by the Regulations of the European Union (Euratom) as well as by international agreements and treaties, as the Non-Proliferation Treaty. The regulatory framework is complemented by five ordinances ruling the application of the Atomic Energy Act. Of special importance in the field of waste management and disposal are the Radiation Protection Ordinance (Strahlenschutzverordnung) and the Repository Financing Provisions Ordinance (Enlagervorausleistungsverordnung).

In June 1994 the German Parliament enacted an amendment to the hitherto valid Atomic Energy Act of July 15, 1985. The wording of the Atomic Energy Act previously in force included an implicit commandment to reprocess all spent fuel and to recycle fissile materials. After this amendment, long-term interim storage and direct final disposal are legally fully accepted alternatives to the closed fuel cycle with reprocessing. This new development will have a substantial impact on the fuel cycle back end in the future. A precondition for the amendment was a 15 years lasting R&D effort to develop final disposal technology, now successfully ended, in which DBE was involved in a key position.

3. THE PROJECT GORLEBEN

In February 1977, the government of the Federal State of Lower Saxony designated a salt dome located near the small village of Gorleben as the preliminary site for a final repository for heat-generating waste. In the same year the Federal Government

accepted this preliminary site selection. As the extensive volume of information and data necessary to evaluate the site suitability was not available then, an extensive geologic survey programme was launched. Due to the special characteristics of this candidate host rock, and in order not to disturb the rock but to the absolutely necessary minimum, the survey programme included constructing an exploratory mine at Gorleben, a so called "rock characterization facility".

In 1983 the detailed survey programme covering an area of 300 km^2 above and around the dome, which is about 14 km long and 4 km wide, was started. Besides widely used non penetrating exploration methods, as seismic profiles, geoelectric and gravimetric survey, etc., also 380 drillings to different depths were sunk. All information obtained taken together provided a detailed picture of the overlying strata and of the surrounding formations. Additionally, four deep boreholes penetrated the salt dome in the area anticipated for the repository mine, yielding among others valuable results on the dome stratigraphy. Data and information about the geological and hydrological situation in and around the Gorleben dome gathered hitherto confirmed its potential suitability to host a repository for all kinds of radioactive waste.

After a preliminary evaluation, the exploratory mine construction started with the sinking of two shafts through the groundwater bearing overburden and the dome caprock using the well-known freezing shaft sinking technique. After reaching a depth of 345 below the surface a stable shaft foundation was constructed to bear the weight of the combined steel and concrete upper shaft liner, which seals the shaft from the surface to this foundation. Subsequently, both shafts were sunk to final depths of 940 m and 840 m further into the rock salt formation.

At present the shaft landings and the underground infrastructure rooms are being excavated and equipped. A drift connecting both shafts will soon be available, thus allowing a circulating ventilation with shaft No. 1 as downcast shaft and shaft No. 2 as return air shaft.

The underground infrastructure will be used for characterizing the salt formation. An area of approximately 18 km^2 will be surveyed by driving 50 km of drifts into the dome and by boreholes drilled from the exploration drifts totalling some 200 km length. Direct geological mapping of the strata crossed by the drifts and the evaluation of drilling cores will be complemented by non destructive survey as, e.g., seismic profiles, borehole radar scanning, geoelectric, geomagnetic and gravimetric survey, etc.

All this data and information will be carefully evaluated, thus leading to a final statement regarding the suitability of the dome to host a repository. Later on, the licensing procedure under the provisions of the Atomic Energy Act will take place, and then erection of the repository can be started. First disposal of heat-generating waste is currently scheduled to take place in 2008.

4. THE PROJECT KONRAD

As previously stated, besides salt formations, favored for disposal of heat-generating HLW, also other host rocks were taken into account in the repository site selection programme. Looking for a safe and cost efficient solution, the idea of using former mines with specially favorable characteristics and conveniently backfitted for final disposal was considered.

In 1976, the former Federal Ministry for Research and Technology launched a project to analyse the suitability of the Konrad iron ore-mine for hosting a repository for non heat-generating ILW and LLW. This task was placed in the hands of the experts of the Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung (GSF, Society for Radiological and Environmental Research) and the Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK, Karlsruhe Nuclear Research Center). Results of the extensive survey and evaluation programme in conjunction with the mining experience gained at the site in the past led in 1982 to a positive statement regarding the suitability of the Konrad site for constructing there a final repository.

Konrad will only admit radioactive waste with negligible decay heat. The bulk of the waste arising in Germany can be disposed of there since more than 90 % of the gross waste volume belongs to this category. The total activity will be limited to $5 \cdot 10^{17}$ Bq. Only properly conditioned radioactive waste will be accepted, in compliance with generic requirements set up for all waste packages and in line with further specific requirements derived from the safety assessment for each waste form and its radionuclide inventory.

The repository mine layout will consist of 6 emplacement fields at different levels in depths of 800 m, 850 m, 1,100 m and 1,300 m. Until end of waste disposal drifts with a total length of about 50 km will have been driven into the rock, including 35 km for waste disposal and about 15 km for other purposes.

Drifts and galleries in the Konrad repository will have a cross-section of 25 m^2. For waste packages disposal, chambers with a cross-section of approximately 40 m^2 and up to 800 m length will be excavated in the striking direction of the iron ore deposit. All in all, it is expected that a total cavity volume of about 1.1 millions m^3 can be excavated at the site, providing a net disposal capacity of approximately 650,000 m^3 of waste packages.

The current scheduling until starting radioactive waste disposal in the Konrad repository anticipates two phases, the final steps of the plan approval procedure (licensing) and construction of the facilities. The Konrad repository is still in the licensing phase. After receiving the plan approval statement (license) by the Government of Lower Saxony, the construction phase will immediately start and will last approximately three years. Waste disposal in the Konrad repository can thus begin before the end of the century.

5. REPOSITORY FOR RADIOACTIVE WASTE MORSLEBEN

After German reunification the Federal Government, represented by the Bundesamt für Strahlenschutz, took over the responsibility for the final repository for radioactive waste Morsleben of the former German Democratic Republic. DBE became then, on behalf of BfS, the repository operator.

The Morsleben repository is located near the village of Morsleben in the Federal State Saxony-Anhalt. The repository mine has two shafts: Bartensleben, the main shaft used for men ride and waste transport and Marie, an auxiliary shaft available for eventual emergencies. These shafts provides access to a widespread system of drifts and cavities between 320 m and 630 m below the surface.

At the Morsleben site salt and potash mining went on for several decades. In the beginning of the seventies the mine was selected for being converted into a final repository for radioactive waste as result of a study considering a variety of alternative sites. The license to construct a repository and to perform research and development investigation for the necessary transport and emplacement technologies was granted in 1974. After a period of reconstruction and conversion to the new purpose waste disposal started in test operation in 1978. Following further studies and the successful demonstration of the disposal technologies used a first operational license was granted in 1981; the repository has been routinely used since then. The license valid at the time of reunification in the German Democratic Republic remains valid thereafter in the Federal Republic of Germany until June 30, 2000.

Radioactive waste of the categories LLW and ILW with short half-life times is accepted for disposal at the Morsleben repository according to the terms of the license on the basis of contractual arrangements with the waste producers.

After arrival of waste transports on the disposal site an acceptance control is carried out. Incoming transport vehicles are unloaded in a surface container hall. Waste packages are hoisted into the mine. Drum piling and dumping are the used disposal technologies.

As of end of July 1996, the following waste amounts have been disposed of at Morsleben:

- 22,400 m^3 radioactive waste and
- 6,700 sealed radiation sources.

Current plans anticipate that the total amount of waste disposed of at the morsleben repository will reach 40,000 m^3 until June 30, 2000

SISTEMA DE ASEGURAMIENTO DE LA CALIDAD APLICADO A LA GESTION DE LOS RESIDUOS RADIACTIVOS

Telma Rosa Ramallo, Marta H. de Pahissa
María Marta Mazzini
Comisión Nacional de Energía Atómica
Buenos Aires - Argentina

INTRODUCCION

Una gestión de residuos radiactivos responsable requiere de una planificación global de las actividades involucradas, y de la implementación de medidas que aseguren protección al individuo, la sociedad y al medio ambiente, de los efectos nocivos de los residuos radiactivos, tanto en el presente como en el futuro. Esto implica que esas actividades planificadas son luego desarrolladas de manera sistemática y debidamente documentadas a efectos de proveer a la sociedad las evidencias objetivas de la idoneidad de la gestión.

Todas las actividades que intervienen en la gestión se realizan sobre la base de la planificación previa, el empleo de tecnologías probadas, el entrenamiento del personal que las realiza, la verificación del cumplimiento de los procedimientos e instrucciones operativas de todos los procesos, el control de calidad de todos los materiales e insumos intervinientes, la adecuación de las instalaciones, la validación de todos los resultados de los ensayos que acreditan que el acondicionamiento de los residuos se encuadra dentro de los requerimientos de aceptación y la existencia de registros adecuados que permitan efectuar la traceabilidad de todas las acciones llevadas a cabo y que afecten a la calidad.

Para lograr una mayor eficiencia en el alcance de estos objetivos, el **Programa de Gestión de Residuos Radiactivos (PGRR)** de la **Comisión Nacional de Energía Atómica**, que tiene a su cargo esta gestión, ha implantado un **Sistema de Aseguramiento de la Calidad** en todas las etapas de la gestión de residuos radiactivos, con el objetivo de asegurar que el residuo acondicionado cumple con los requisitos de aceptación tanto para su transporte como para su almacenamiento interino y/o su disposición final. Los requisitos de aceptación son determinados sobre la base de los criterios que la **Autoridad Regulatoria** establece.

La **Comisión Nacional de Energía Atómica**, a través de su **Unidad de Gestión de la Calidad,** ha decidido implementar en toda la Institución una política común para la Gestión de la Calidad. El **PGRR** encuadró su Sistema de Aseguramiento de la Calidad dentro de lo establecido en dicha política.

En el presente trabajo se describe el Sistema aplicado por el **PGRR** a la Gestión de los Residuos Radiactivos tanto provenientes de las Centrales Nucleares como aquellos generados en la producción de radioisótopos, en las aplicaciones médicas, industriales y de investigación.

SISTEMA DE ASEGURAMIENTO DE LA CALIDAD

Los residuos radiactivos provienen de los diversos procesos empleados en el ciclo del combustible nuclear, la producción de radioisótopos, sus aplicaciones en centros de investigación, medicina e industria, así como también de la clausura de las instalaciones radiactivas y nucleares.

Un esquema global de la gestión de los residuos incluye las siguientes etapas:

- **Minimización, segregación y colección,**
- **Almacenamiento transitorio**
- **Caracterización**
- **Tratamiento**
- **Acondicionamiento**
- **Almacenamiento interino**
- **Transporte**
- **Disposición final**

Una estrategia satisfactoria en la gestión, tiene en cuenta durante la planificación de la misma, que todas las etapas que la componen son compatibles y complementarias unas de otras y que todas ellas cumplen con los requisitos de aceptación para la etapa siguiente, logrando así un producto final de acuerdo a los criterios establecidos por el **Organismo Regulador**.

El **PGRR** establece los requisitos de aceptación para cada una de las etapas que componen la gestión de los residuos, sobre la base de los criterios establecidos por la **Autoridad Regulatoria**, la cual es la responsable de otorgar las licencias de los procesos, operaciones e instalaciones vinculadas a la gestión.

Asimismo, el **Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA)** recomienda a los Países Miembro la implantación de un Sistema de Aseguramiento de la Calidad en la Gestión de los Residuos Radiactivos.

Atento a que la **CNEA** ha establecido en su **Programa de Sistema de la Gestión de la Calidad** la aplicación del **Código 50-C-Q de la IAEA**, el **PGRR** ha adoptado el mismo complementándolo con la **ISO-9000 y 14000**, en los aspectos aplicables, para la elaboración de su **Sistema de Aseguramiento de la Calidad**.

El objetivo de implantar un Sistema de Calidad a la Gestión de los Residuos Radiactivos radica en proveer la necesaria confianza que:

- Las Instalaciones asociadas con todas las etapas de la gestión, están diseñadas, construídas y operadas en un todo de acuerdo con las especificaciones y requerimientos establecidos para una operación segura de las mismas.
- Los residuos acondicionados cumplen con los requerimientos especificados para su manipuleo seguro, almacenamiento, transporte y disposición final.
- Todas las regulaciones y condiciones establecidas en las licencias de las Instalaciones y los residuos acondicionados producidos en ellas, son satisfechas.

La estructura del Sistema de Calidad refleja que toda tarea asociada a la gestión de residuos es llevada a cabo como un proceso planificado, evaluado y mejorado, a efectos de:

- Proveer la planificación, estructura organizacional, dirección, control y soporte para generar en la organización gestionadora de residuos, un marco dentro del cual sea posible lograr la calidad deseada.
- Involucrar a todo el personal en el concepto que todo trabajo individual contribuye al logro de la calidad buscada.
- Evaluar permanentemente, tanto la gestión global como sus partes, a fin de valorar la calidad y la eficacia de los procesos, proponer mejoras, e identificar y remover barreras al logro de la calidad.

El Sistema de Aseguramiento de la Calidad describe los siguientes tópicos:

POLÍTICA DE CALIDAD

GERENCIAMIENTO

PERFORMANCE

EVALUACIÓN

POLÍTICA DE CALIDAD

La definición de la política de calidad corresponde a la máxima autoridad del **PGRR** y se encuentra enmarcada en la política del **Programa de Gestión de Calidad de la CNEA**. La definición esta relacionada con los objetivos de la Organización y representa su compromiso con la implementación, a través de la planificación, control, aseguramiento y mejora de la calidad.

La máxima autoridad del **PGRR** documenta su política de calidad, incluyendo los objetivos y la distribución de las responsabilidades para el logro de los mismos. También se compromete a suministrar los recursos humanos y económicos necesarios a fin de posibilitar la implantación del Sistema.

Asimismo impone a todo el personal del **PGRR** la obligatoriedad del cumplimiento de los procedimientos surgidos del Sistema, no aceptando desviaciones ni recursos malgastados. Fomenta la participación activa para el logro de los objetivos del mismo, como así también incentiva a aquellos que aporten mejoras, y encomienda expresamente al responsable de la **Unidad de Calidad del PGRR** implementar, de manera eficiente y comprensible la aplicación del Sistema, evaluando permanentemente su efectividad.

GERENCIAMIENTO

Estructura organizacional, Responsabilidades, interfaces y comunicaciones

Tanto en la organización estructural como en la asignación de responsabilidades, el Aseguramiento de la Calidad es reconocido como una función interdisciplinaria involucrando a distintos sectores de interés.

En el marco de la estructura organizacional se establecen en forma precisa las funciones, las líneas jerárquicas y de comunicación y las interfaces organizativas y técnicas entre los distintos miembros de la Organización.

Las responsabilidades funcionales asignadas a través de las distintas etapas de la gestión de los residuos contemplan lo siguiente:

a) Que el logro de los objetivos de la calidad sea cumplido por aquellos a quienes se les ha asignado la responsabilidad de realizar la tarea.

b) Que la verificación de la conformidad con los requerimientos de calidad, sea cumplida por individuos designados a tales efectos, que no tienen directa responsabilidad en la realización de la tarea.

También se establece que la autoridad máxima del **PGRR** tiene la responsabilidad frente a la comunidad de implementar todas las acciones necesarias y disponibles a fin de garantizar que la gestión de los residuos se realiza en forma idónea y confiable, dando así cumplimiento a las legislaciones que al respecto ha establecido la **Autoridad Regulatoria.**

Como la estructura involucra participantes de distintas organizaciones, el documento establece la responsabilidad de cada una de ellas y los acuerdos firmados y las interfaces y comunicaciones entre los grupos de personas participantes de distintas organizaciones cuyas tareas afecten directamente la calidad.

Documentación del Sistema

Todas las actividades que se llevan a cabo durante la gestión de residuos radiactivos y que afecten directa o indirectamente al logro del objetivo de calidad, son documentadas en todas sus etapas, generando así los procedimientos, requerimientos, códigos, manuales de operación y mantenimiento, planes, instrucciones, planos, informes, especificaciones técnicas, formularios, etc., todos los cuales conforman el Sistema de la Calidad.

También se documentan aquellas otras actividades que llevan a un control de calidad, a verificaciones de parámetros, a inspecciones de distintos puntos de control y/o de detenimiento, a calificación de procesos y de personal, y a los circuitos de elaboración, modificación, liberación, colección y archivo de la documentación y de mantenimiento de registros.

Entrenamiento y Calificación del Personal

Todo el personal que realiza tareas asociadas con los procesos ligados con la calidad, es responsable y participa directamente del logro de su obtención, a través de conocer perfectamente sus tareas y cómo éstas se encuentran ligadas al conjunto de las actividades de la gestión; para ello es necesario que el personal, previamente seleccionado para llevar a cabo una tarea determinada, satisfaga los requerimientos para su calificación. Igualmente este personal calificado es permanentemente entrenado no sólo en lo concerniente a su actividad particular sino también en lo concerniente a su participación en equipos de mejora continua.

La calificación otorgada al personal es periódicamente renovada a fin de mantener al mismo en una constante actualización de sus conocimientos. Asimismo todo personal calificado es consultado y tenido en cuenta para cualquier tipo de modificación de los procesos u otras actividades sobre las cuales él tenga responsabilidad.

Desviaciones y disconformidades

Las desviaciones y disconformidades emergentes de las Actas de Inspección o de los Informes Técnicos, son asentadas en los documentos de control como también las recomendaciones de ellos surgidas. Las mismas son analizadas por el **Comité de Calidad** conformado por las partes intervinientes.

El responsable de la **Unidad de Calidad del PGRR** convoca al Comité a fin de evaluar y establecer las medidas a tomar. Las mismas son implementadas y ejecutadas para controlar aquellos insumos o actividades no conformados con los requerimientos, a fin de prevenir su mal uso u operación y evitar su repetición.

La **Unidad de Calidad del PGRR** documenta y efectúa el seguimiento de la ejecución de la disposición.

Acciones correctivas

El Sistema de Aseguramiento de la Calidad contempla la acción a seguir para asegurar que las condiciones adversas al logro de los requerimientos de calidad son identificadas y corregidas.

La identificación, las causas y las acciones correctivas tomadas, son documentadas e informadas a la autoridad designada expresamente por el **Comité de Calidad**.

Control de la documentación

Todos la documentación es preparada, revisada y aprobada por los individuos o equipos de personas designadas responsables para tales efectos.

El control de la preparación, revisión, liberación y distribución de los documentos, esta contemplado en el Sistema y es llevado a cabo a través de la Unidad de Calidad del PGRR, la que realiza el seguimiento de la documentación a fin de permitir su identificación y traceabilidad a través de su numeración, codificación, versión, fecha de liberación, título, resumen, índice de modificaciones, estado del documento y registro de distribución e incluye además la identificación de los individuos o equipos de personas responsables intervinientes en los mismos.

Registros

Los registros representan las evidencias objetivas de la calidad requerida e incluyen los resultados de las caracterizaciones, ensayos, controles, inspecciones, revisiones, acciones correctivas, etc.

Los registros son mantenidos actualizados, en lugares seguros y de rápida ubicación a fin de proveer la información requerida en cualquier momento.

Estos registros permanecerán disponibles durante todo el tiempo que la Organización encargada de la Gestión de Residuos Radiactivos u otra autoridad competente, lo considere necesario para la supervisión de los mismos.

El sistema de registros contempla las siguientes condiciones para la documentación registrada:

- Que refleje la autenticidad y el aval de la información.
- Que permita una rápida y completa identificación de la información y de la actividad e insumo involucrados.
- Que permita la traceabilidad de la información a través de codificaciones que se interrelacionen con otras.
- Que permita sacar conclusiones sobre los estados actualizados.
- Que permanezca inalterable durante el tiempo establecido para su conservación.

La documentación es categorizada expresa y documentadamente en función de su importancia y necesidad de conservación.

La documentación asociada a la Gestión de los Residuos que debe quedar registrada en forma permanente, es la que permite identificar las características del residuo a la fecha de su generación, conocer los procesos a los que fue sometido para su acondicionamiento, las características del residuo acondicionado a la fecha de su acondicionamiento, los resultados de la verificación del cumplimiento de los requisitos para su aceptación en las distintas etapas de la gestión, con las fechas correspondientes y los responsables de efectuar las mismas y la ubicación, con identificación de coordenadas, en el momento del registro de la información, como así también la verificación del cumplimiento de la Licencia de las Instalaciones, en relación al inventario radiológico. Toda esta información se registra de manera tal que permite la traceabilidad de la misma, como por ejemplo mediante la utilización de códigos de barras, siglas perfectamente definidas, etc. Los registros son considerados válidos sólo si en ellos se refleja información avalada mediante fechas y firmas autorizadas.

Paralelamente al archivo de los documentos originales que componen el historial técnico del sistema de registros, se utiliza una **Base de Datos** computarizada, la que al mismo tiempo de registrar toda la información antes mencionada, permitirá conocer en todo momento la ubicación del residuo, sus características, el estado de su procesamiento, las actividades decaídas en cada sistema de confinamiento y mantener actualizado el inventario radiológico de los sistemas de almacenamiento interino y disposición final, a fin de verificar el cumplimiento de las Licencias de las Instalaciones.

PERFORMANCE

Control de Insumos y Servicios

Todos los insumos y servicios requeridos para ser utilizados en cualquiera de las actividades que participen en la Gestión de los Residuos son controlados. Para ello se requiere que

los proveedores de insumos o servicios certifiquen el cumplimiento de Normas de Calidad que satisfagan los requerimientos del insumo o servicio solicitado. Si por razones diversas esta condición no se pudiese cumplir, se implementan inspecciones, supervisión, ensayos de control o combinaciones de éstos, para la aceptación de los mismos. Las inspecciones, supervisiones y/o verificaciones técnicas llevadas a cabo, quedan reflejadas en los documentos de conformidad de la aceptación de los insumos o servicios a través de evidencias objetivas y conforman el historial técnico de los mismos.

Control del Diseño de Procesos

Como parte de la planificación de las actividades a ser desarrolladas en las distintas etapas de la gestión de los residuos es imprescindible realizar el control y la validación del diseño de los procesos a ser utilizados en las mismas. Para ello se establecen las responsabilidades de las distintas partes intervinientes, como también los procedimientos para la verificación, control y puesta en marcha de los mismos. Si bien los procesos a ser utilizados son de tecnologías probadas, requieren de ciertas modificaciones y adaptaciones a fin de mejorar su seguridad y su capacidad de asegurar la calidad del producto obtenido a través de ellos .Toda modificación o adaptación es consignada en documentos técnicos que avalan el cumplimiento de las especificaciones y requerimientos impuestos para ese fin .

Control de Procesos

Todos los procesos comprendidos en la gestión de residuos radiactivos y que afecten directa o indirectamente al logro del objetivo de calidad, es decir que pudiesen modificar las propiedades del producto terminado, haciéndolas desviar de los valores requeridos para su aceptación, son planificados en todas sus etapas, realizados en forma sistemática y ejecutados según los procedimientos e instrucciones operativas escritas, de tal manera de no dejar lugar a dudas en ninguna de sus secuencias.

Asimismo se realiza el control y seguimiento continuo de aquellos procesos que por sus características requieran de una mayor atención.

Inspecciones y ensayos de control de calidad

La finalidad de la inspección es verificar la conformidad con las instrucciones y procedimientos utilizados para llevar a cabo la actividad, como también el cumplimiento de las especificaciones y requerimientos de insumos y/o servicios.

Las inspecciones se realizan sobre aquellas actividades definidas en el procedimiento de inspección, son planificadas y determinados los **puntos de detención** los cuales son acordados con el responsable de la actividad inspeccionada.

Se definen como puntos de detención a aquellas actividades a partir de las cuales no podrá continuar el proceso si no han sido aprobadas por el individuo u organización responsable para ello. Los mismos son definidos en un plan que previamente ha sido acordado por las partes responsables intervinientes.

En todo momento la inspección en servicio se conduce de acuerdo al plan preestablecido, el cual no puede ser alterado sin previo aviso a las partes interesadas. El inspector realiza los ensayos de control directamente o supervisa su ejecución por personal que lleva a cabo la actividad.

El equipamiento asociado a los procesos como aquellos utilizados para realizar las mediciones de parámetros críticos del mismo, son calibrados, controlados, y documentadas estas actividades, a fin de formar parte de las evidencias objetivas de la calidad.

Los resultados de la inspección dan lugar a las Actas de Inspección, que el Inspector realiza sobre la base de evidencias objetivas y que son entregadas al responsable de la Unidad de Calidad del PGRR, para su evaluación y control de la documentación. Este último convoca, en caso de ser necesario, al Comité de Calidad.

El inspector tiene la autoridad suficiente para detener un proceso o segregar un insumo o rechazar un servicio si considera que el mismo no ha reunido las condiciones o especificaciones establecidas en los procedimientos pertinentes.

EVALUACIÓN

Autoevaluación

Periódicamente se realiza entre un examen sistemático a fin de determinar si el Sistema y sus resultados satisfacen los requisitos preestablecidos y si los mismos son instrumentados efectivamente y son aptos para cumplir los objetivos.

Los resultados de las autoevaluaciones son documentados por la Unidad de Calidad y comunicados a los participantes que tienen la responsabilidad de la actividad evaluada y a la máxima autoridad del PGRR.

Se toman acciones correctivas sobre las deficiencias encontradas en la autoevaluación. Las acciones de seguimiento son tomadas conforme a un cronograma acordado y las mismas tienen como objetivo verificar que las deficiencias y las causas que las provocaron, han sido corregidas.

Auditoría

La **Unidad de Gestión de la Calidad** de CNEA tiene bajo su responsabilidad la realización de la auditorias de este Sistema.

Las auditorias pueden estar dirigidas al sistema de calidad o a sus elementos, a un proceso en particular, a un producto o servicio y son realizadas sobre la base del estado, importancia y experiencias previas de la actividad a evaluar.

CONCLUSIONES

Actualmente la industria nuclear, y en particular la producción de energía nucleoeléctrica, ha sufrido críticas que han influido fuertemente en la opinión pública.

La competitividad de la energía nuclear no sólo depende de los costos de generación sino que depende también de recuperar la credibilidad de la opinión pública y esa credibilidad sólo se puede obtener demostrando el alto grado de seguridad y de transparencia de la misma a través de evidencias objetivas.

La gestión de los residuos radiactivos está entre los aspectos más discutidos, no sólo porque incide en el costo final de la generación nucleoeléctrica, sino porque es uno de los puntos donde se asientan las mayores críticas.

La seguridad en la gestión es un factor importante dentro de los parámetros que pueden determinar o no la competitividad mencionada y un Sistema de Garantía de Calidad es una herramienta fundamental para su logro, puesto que asegura la calidad de la gestión favoreciendo la credibilidad y bajando los costos, debido a la racionalización de las actividades.

Actualmente la Convención de Seguridad Nuclear ya en vigencia y la Convención sobre la Seguridad en la Gestión de los Residuos Radiactivos en etapa de preparación, son mandatorias en cuanto al establecimiento e implementación de Programas de Garantía de Calidad para los países signatarios.

De todo lo expuesto se concluye que el Sistema de Garantía de Calidad, diseñado, implementado y ejecutado por el Programa de Gestión de Residuos Radiactivos, aplicado a los residuos generados en la actividad nuclear, es una herramienta fundamental, para coadyuvar a la competitividad de la nucleoelectricidad.

PLANTA DE DEMOSTRACIÓN PARA LA VITRIFICACIÓN DE RESIDUOS NUCLEARES. INGENIERÍA CONCEPTUAL Y ANÁLISIS PRELIMINAR DE COSTOS

Diego O. Russo[†], Carlos D. Amaya[‡] , Horacio C. Agueda[†], Mario E. Sterba[†].

I. INTRODUCCIÓN:

Desde 1984 la División Materiales Nucleares (Centro Atómico Bariloche - Comisión Nacional de Energía Atómica), ha estado llevando a cabo un programa de investigación y desarrollo en el área de inmovilización de residuos nucleares de alta actividad, utilizando vidrio como matriz de retención. El trabajo se orientó a la evaluación del proceso de sinterizado como alternativa al de fundición. El objetivo fue el mismo que para el caso de fusión: obtener bloques vítreos o vitrocerámicos conteniendo hasta un 15% de RSAA (*r*esiduos *s*imulados de *a*lta *a*ctividad). Durante este tiempo se estudiaron cinco composiciones de vidrios, incluyendo uno natural, a nivel de ensayos de laboratorio (1-5) y, dado que las propiedades de los bloques fabricados por sinterizado fueron equivalentes o mejores a las de los hechos por fundición, comenzamos a aumentar el tamaño de las probetas, utilizando un método modificado del de prensado en caliente uniaxial dentro del recipiente definitivo (in-can hot-pressing, desarrollado en Alemania en el Kernforschungszentrum Karlsruhe - IMF I) (6). Luego de llegar a la obtención de probetas en escala 1:3 respecto del diseño argentino más conocido (7), realizamos un estudio para establecer las bases principales de diseño de una instalación piloto inactiva ("fría") (8). El objetivo del presente trabajo es presentar el estudio de ingeniería conceptual de cada una de las etapas del proceso, junto con un análisis preliminar del costo global del diseño y construcción de la instalación, incluyendo aspectos relacionados con la construcción edilicia y el montaje de equipos.

II. DESCRIPCIÓN DEL TRABAJO

El primer paso fue decidir cuál sería el tamaño de bloque a obtener. Considerando que el factor limitante es el diámetro, ya que éste determina la carga de la prensa y el diámetro del horno, definimos como punto de partida un valor de 35 cm. Esto tiene la ventaja que es la dimensión del diseño argentino ya mencionado. En función de la carga de residuos establecida en nuestro país (15% de RAA - *r*esiduos de *a*lta *a*ctividad - como óxidos, correspondiendo a una concentración de 10% en peso de actínidos), definimos un peso total del bloque de 100 kg. aproximadamente, lo que nos dio una altura de unos 35 cm. Para esa estimación, consideramos que esa masa era un valor adecuado ya que, si bien requería operaciones de manejo tipo planta, no exigía grandes equipos. El factor tiempo no fue considerado en esta etapa porque el objetivo primario de la planta es la puesta a punto de cada uno de las operaciones y su automatización. En una etapa posterior, la instalación permitirá realizar los análisis operativos de una planta real.

[†] Div. Materiales Nucleares - Centro Atómico Bariloche - 8400 - RN - ARGENTINA
[‡]INVAP S.E. - Moreno 1099 - S.C. de Bariloche - 8400 - RN - ARGENTINA

Por lo antedicho, se planteó la fabricación de un bloque por lote y esto determinó las capacidades de cada componente de la instalación, calculándose el balance de masa de la planta. Los costos evaluados corresponden a tiempo cero, no incluyéndose aspectos financieros en esta etapa.

II.1. Descripción general del proceso: Dividimos el proceso en tres áreas:

II.1.1 Preparación de la solución nítrica de RSAA (fig. 1): Si bien esta operación no existe en una planta real, ya que a ella llegan los RAA en estado de solución, nosotros debemos prepararla y decidimos que era necesario incluir esta etapa dentro de esta facilidad demostrativa. En el análisis de costos también fue incluida. Para esta área diseñamos cuatro tanques de acero inoxidable (TKP-01 a TKP -04), donde se preparan cada una de las cuatro sub-soluciones, de acuerdo a un método descripto (9, 10). El quinto tanque (TKPN-01) se usa para la preparación de la solución nítrica, necesaria para formar las sub-soluciones 3 y 4 (TK-03 y TK-04). Las cuatro sub-soluciones se mezclan en el tanque de acondicionamiento (TK-01). Aquí comienza la segunda área.

II.1.2. Proceso principal:(fig. 2): Esta área comprende todas las operaciones necesarias para, a partir de la solución de RSAA y del vidrio en polvo (o en forma de frita), obtener el bloque vitrocerámico monolítico. Consta de las siguientes operaciones:

1) Desnitración: La solución de residuos se transfiere neumáticamente desde TK-01 al desnitrador (DN-01), éste se mantiene a 363 K y la descomposición nítrica se realiza dosificando formaldehído con la bomba DF-01. El equipo tiene una columna con relleno para enriquecer la corriente gaseosa en nítrico (CL-01), y un condensador (CO-01). La cañería de salida al sistema de tratamiento de efluentes está calefaccionada para evitar condensaciones ulteriores.

2) Carga del vidrio: Desde el tambor de recepción (TA-01), el polvo (o la frita) de vidrio se transfiere a la tolva de alimentación (TO-00) neumáticamente. Esta tolva tiene un filtro vela con salida a un filtro absoluto (FI-01) y venteo.

3) Mezclado: La solución desnitrada es transferida neumáticamente al mezclador (TK-02). El vidrio se agrega desde la tolva TO-00. Este equipo cuenta con un sistema de retención de sólidos (CI-01) y la salida de gases está calefaccionada por las mismas razones que en el caso del desnitrador.

4) Evaporación - calcinación: La suspensión obtenida en TK-02 alimenta el secador por atomización SA-01, que opera a 673 K. De este modo se evapora el agua y el resto de compuestos nítricos de la mezcla. Este equipo cuenta con recuperación de polvo, separadores sólido-gas y salida para la línea de tratamiento de efluentes.

5) Carga de la matriz: La mezcla seca se transfiere a la tolva de carga (TO-01). Desde aquí, se llena una bolsa de fibra sintética, confinada en la matriz de acero inoxidable, con la cantidad pesada de mezcla. Cuando la operación se completa la bolsa se sella y la matriz se transfiere a la etapa de conformado.

6) Sinterización: La matriz con el polvo se sitúa dentro del horno de sinterización (HS-01), que está ubicado de modo que el cilindro hidráulico (PC-1) quede alineado con la matriz. Mediante la aplicación simultánea de presión (1.2 a 1.8 MPa) y temperatura (~ 993 K) se obtiene el bloque vitrocerámico sólido.

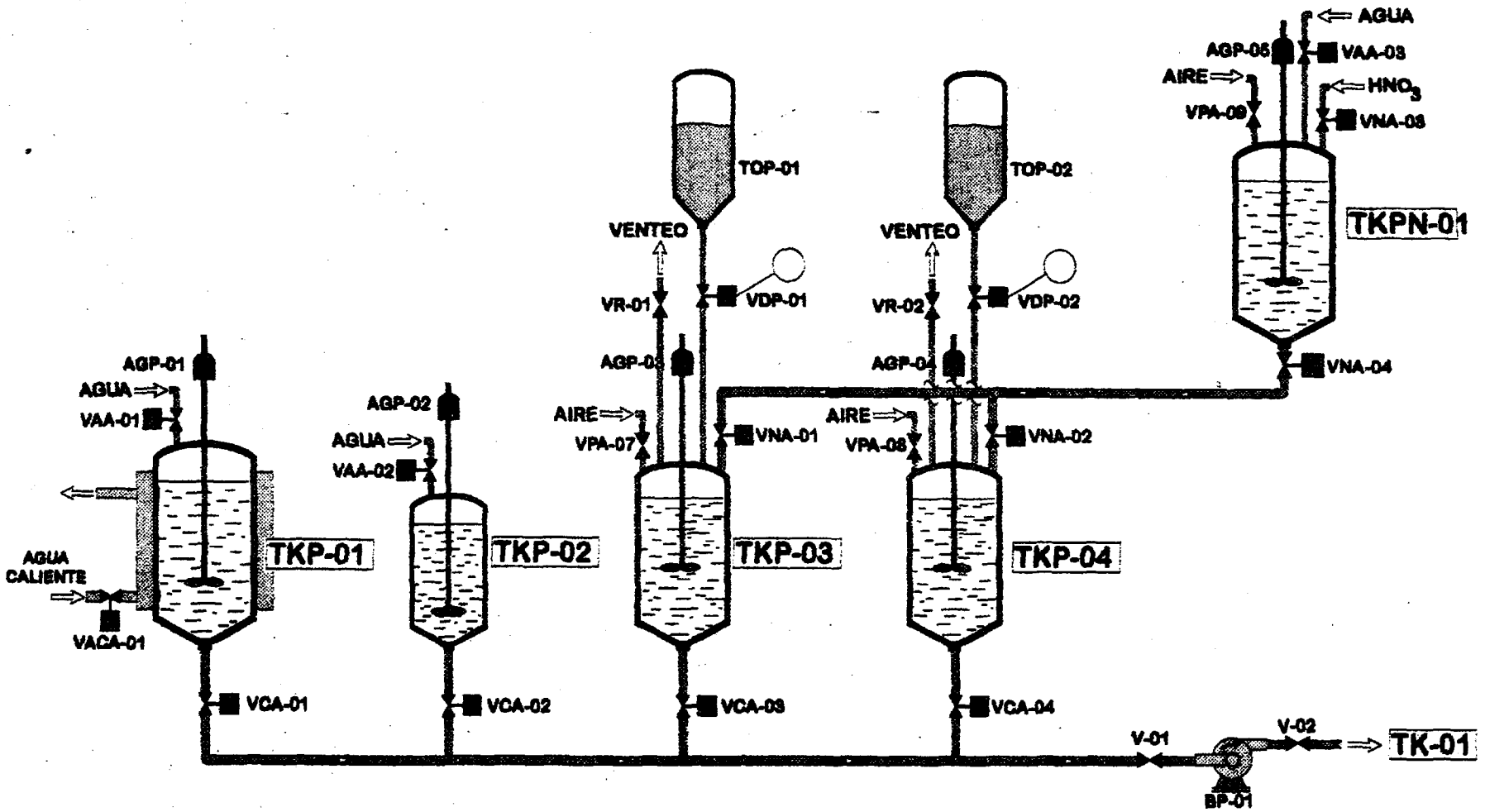


Figura 1: Preparación de la solución de residuos simulados

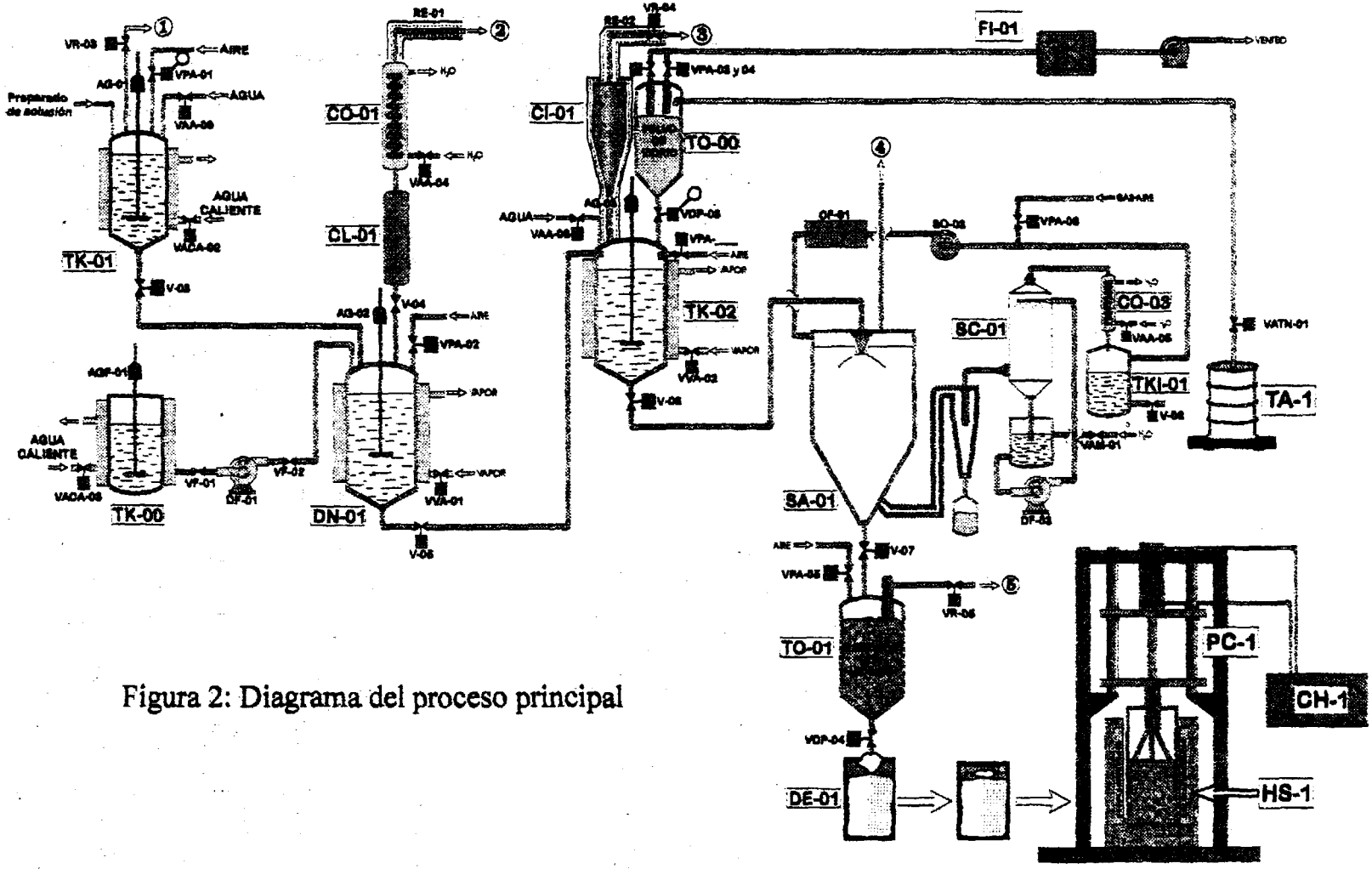


Figura 2: Diagrama del proceso principal

II.1.3. Tratamiento de efluentes: Esta etapa debe existir en la planta real y su función es retener los aerosoles y los gases o vapores que, en caso de permanecer en la corriente de gases de salida (off-gas), podrían resultar en una descarga al ambiente de un nivel inaceptable de polucionantes (radiactivos y no radiactivos). Al igual que en las etapas anteriores, realizamos un diseño conceptual del área de tratamiento de efluentes. Para ello, identificamos cada una de las corriente de salida (números encerrados en círculos en la figura 2). Del análisis de su composición (Tabla I), concluimos que los podíamos dividir en dos grandes grupos que requerían una primera etapa de tratamiento diferente: los que podían contener partículas sólidas, que llamamos de tipo GS y los que sólo consistían de vapor de agua y gases sin sólidos en suspensión (tipo GV). En función de ello diseñamos un sistema con dos líneas de entrada:

Línea 1: Aquí llegan las corrientes tipo GV que pasan a través de un condensador (de casco y tubo) y por un reactor convertidor de óxido nítrico.

Línea 2: En este caso, las corrientes del tipo GS, pasan por un separador de sólidos ("scrubber").

Tabla I: Características de los efluentes

No.	Composición	Origen	Destino
1	Agua + N_xO_y	TK-01	Línea 1
2	Agua + N_xO_y + CO_2 + residuos activos volátiles	CO-01	Línea 1
3	Agua + N_xO_y + residuos activos volátiles	TK-02	Línea 1
4	Sólidos + gases	SA-01	Línea 2
5	Sólidos + gases	TO-01	Línea 2

Estas dos líneas confluyen en una línea común compuesta por: una torre de absorción de óxidos de nitrógeno (torre de platos refrigerados), un separador de gotas, una torre de absorción de rutenio, una torre de absorción de iodo y un sistema de filtros absolutos.

III. CÁLCULO DE COSTOS

Hemos utilizado, como herramientas para este cálculo: el balance de masa, los diagramas de procesos y servicios previamente diseñados, estimaciones respecto al tamaño y valor de componentes y estimaciones acerca del tipo, cantidad y valor de instrumentos. Utilizamos un desglose por ítems de acuerdo a lo recomendado por la bibliografía (11, 12). A continuación describimos, para cada uno de ellos, los componentes, porcentajes y metodologías utilizados para determinar su incidencia en el costo, ayudando a presentar el grado de incerteza en este cálculo.

III.1. Renglones considerados

1.0 - Obra Civil: En base a los equipos intervinientes se consideró un área de 300 m^2 a un precio de 1000 $ por m^2, valor que debe incluir el hecho de disponer de todos los servicios para ser utilizados y del sistema de depresión por áreas.

2.1 - Equipo adquirido: Incluye el costos de adquisición de equipos de proceso y servicio, los cuales, exceptuando bombas, filtros, sopladores, equipo secador por atomización, prensa y horno (que fueron evaluados por cotizaciones, estimaciones o precios obtenidos de otros proyectos), se calcularon a partir de su peso, utilizando una correlación de cotizaciones.

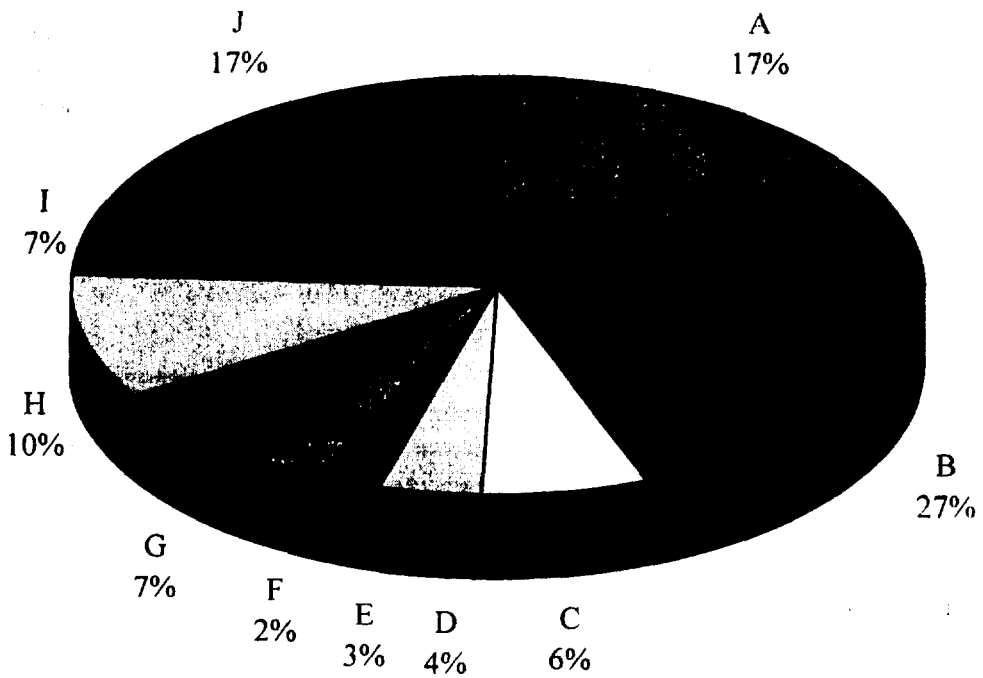
2.2 - Instalación equipo adquirido: En este caso se requiere mano de obra, fundaciones, soportes, plataformas, gastos de construcción y otros factores directamente relacionados con los mismos. En bibliografía (11) se encuentran tablas, para varios tipos de equipos, con costos de instalación expresados como porcentaje del costo del ítem anterior. Estas tablas, utilizadas cuidadosamente, dan valores indicativos para dichas tareas. Se considera además el costo de aislación (incluyendo mano de obra y materiales) utilizando la misma metodología.
3.1 - Instrumentación: Teniendo en cuenta las condiciones de proceso, las operaciones a realizar y la característica de operación remota del proceso real, se definió la instrumentación para cada equipo y sistema. En base a cotizaciones y estimaciones se estableció el costo total en instrumentos.
3.2 - Control: El costo se calculó tomando como estructura básica tres computadoras de alta capacidad de cálculo, para la adquisición de datos, lógicas y salidas para el control desde sala.
3.3 - Instalación Instrumentación y Control: Considerando la complejidad del sistema y el detalle de los instrumentos se estimaron las horas hombre a utilizar.
4.1 - Cañerías y tuberías: Este costo incluye las válvulas, accesorios y caños que permitirían el funcionamiento básico de los sistemas. Como en el caso de la instrumentación, la característica de los dispositivos a utilizar se definieron por análisis de las condiciones de proceso y las operaciones involucradas. Las cañerías y accesorios de proceso y servicio se estimaron en función del área de la planta y la cantidad de líneas necesarias.
4.2 - Instalación Cañerías y tuberías: La mano de obra de instalación se calcula como un porcentaje del costo global del ítem anterior. Se incluye además el costo de aislaciones (materiales y mano de obra) como un porcentaje del valor de las cañerías y tuberías instaladas.
5.0 - Instalación eléctrica: Se determinó como un porcentaje del costo del ítem 2.1.
6.0 - Ingeniería: Se incluyen costos para los diseños de construcción, ingeniería, preparación de planos, compras, contaduría, ingeniería de costo, gastos de oficina y gastos generales relacionados.

En la Tabla II se resumen los costos calculados para los ítems descriptos. También se presenta, en el Gráfico 1, la influencia porcentual de cada ítem en el costo total. Vemos que el 60 % del costo está representado por la obra civil, equipos y horas de ingeniería. Dados los estimadores utilizados, nuestro cálculo debe considerarse con un 30% de incerteza.

Tabla II: Discriminación de costos por ítem

Ítem	Descripción	Código	Costo ($)
1.0	Obra civil	A	300 000
2.1	Equipo adquirido	B	466 210
2.2	Instalación equipo adquirido	C	110 144
3.1	Instrumentación	D	65 500
3.2	Control	E	45 000
3.3	Instalación instrumentación y contro	F	40 000
4.1	Cañerías y tuberías	G	120 719
4.2	Instalación cañerías y tuberías	H	169 007
5.0	Instalación eléctrica	I	116 552
6.0	Ingeniería	J	300 000
	Total		**1 733 133**

Gráfico 1: Comparación porcentual de incidencia de cada ítem en el costo total



V. DISCUSIÓN Y CONCLUSIONES

Si bien este estudio es preliminar y el grado de incerteza en los costos es relativamente amplio, el haber llegado a esta etapa significa un avance importante en el desarrollo de "know-how" en un área tan sensitiva como lo es el tratamiento y disposición de los residuos nucleares. Los resultados de este trabajo y nuestra experiencia indican que es altamente factible la puesta en marcha de una instalación como la propuesta en un plazo de 3 a 4 años (considerando las condiciones de mercado y economía nacionales). Finalmente destacamos que el diseño modular de la instalación, permite trabajar independientemente en cada operación tanto en el desarrollo de los ensayos de laboratorio como en la construcción y puesta a punto.

A pesar de que parezca prematuro hablar de vitrificación de residuos de alta actividad, no debemos pasar por alto las demoras que suelen sufrir los proyectos en nuestro país. Si no comenzamos a estudiar estos problemas cuando aún restan muchos años para entrar en la "zona de urgencias", podemos llevarnos desagradables sorpresas en el futuro. Además, es bien sabido el cuestionamiento que pesa sobre la actividad nuclear respecto de su capacidad de disponer de los residuos que genera. Creemos que la concreción de una facilidad como la que proponemos presenta dos aspectos atractivos: por un lado nos permitirá ensayar a escala real las diversas operaciones involucradas en la vitrificación y por otro podrá utilizarse para hacer docencia y difusión en la opinión pública. Es muy importante que la gente no especializada pueda "ver cosas concretas", ya que se ha demostrado que ello ayuda a una comprensión más acabada y racional del tema que se trata.

VI AGRADECIMIENTOS

A los colegas Norma M. de Bernasconi y Arturo Bevilacqua por las fructíferas discusiones y las sugerencias aportadas, y al resto del personal de la División sin los cuales nada de esto podría haberse realizado.

VI. REFERENCIAS

1.- D.O. Russo, N.B. Messi de Bernasconi y M.A. Audero. XII Reunión Científica AATN (1984).
2.- A.M. Bevilacqua, N.B. Messi de Bernasconi y M.A. Audero. XIV Reunión Científica AATN (1986).
3.- D.O. Russo. Informe Interno del Departamento de Investigación Aplicada, C.A.B. (1986).
4.- A.M. Bevilacqua, N.B. Messi de Bernasconi y M.A. Audero. XV Reunión Científica AATN (1987).
5.- N.B. Messi de Bernasconi, D.O. Russo y M.A. Audero. XVI Reunión Científica AATN (1988).
6.- D.O. Russo, N.B. Messi de Bernasconi, R. Riquelme, M.E. Sterba y M.A. Audero. XVIII Reunión Científica AATN (1990).
7.- E. Palacios, J. Mattar, C. Petrucca y G.E. Preisz. REPO9 CNEA-NT 38/85. Gerencia de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear (1985).
8.- D.O. Russo, A.D. Heredia y M.E. Sterba. XIX Reunión Científica AATN (1991).
9.- E. Toscano. Informe Interno, KfK, 1983.
10. -A.M. Bevilacqua, N.B. Messi de Bernasconi y M.E. Sterba. XV Reunión Científica AATN (1987).
11.- M.S. Peters y K.D. Timmerhaus. "Diseño de plantas y su evaluación económica para ingenieros químicos". Editorial GEMINIS
12.- R.H. Perry y C.H. Chilton. "Chemical Engineers' Handbook". Mc Graw Hill, 5th Edition.

INSTALACIONES DE "EL CABRIL"

José Mª Grávalos Lasúen*+
Pablo Zuloaga Lalana*+

1.- INTRODUCCIÓN

Por Orden Ministerial de 9 de Octubre de 1992 se otorgó a ENRESA el Permiso de Explotación Provisional del Proyecto de Ampliación de la Instalación de Almacenamiento de Residuos Radiactivos Sólidos de Sierra Albarrana "El Cabril", cuya construcción se inició en Enero de 1.990, tras la obtención de la autorización de construcción, y de la licencia municipal. El permiso de Explotación ha sido prorrogado por Orden Ministerial de 8 de octubre de 1996.

2.- CRITERIOS GENERALES DE DISEÑO

Las nuevas instalaciones de El Cabril están proyectadas de modo que puedan constituir un almacenamiento a largo plazo de residuos de baja y media actividad. Para ello, han de cumplir dos objetivos fundamentales:

Asegurar la protección inmediata y diferida de las personas y del medio ambiente. La protección inmediata no plantea problemas específicos y es similar a la de otras instalaciones. La protección diferida se asegura mediante un sistema de barreras múltiples.

Permitir la libre utilización del emplazamiento tras un período de una duración máxima de 300 años, sin limitaciones de origen radiológico. Esta duración máxima de 300 años está tomada de la reglamentación francesa adoptada como referencia y corresponde a un período para el que se puede asegurar razonablemente que puede impedirse la realización de otras construcciones sobre el almacenamiento, y tras el cual se supone que todas las obras de ingeniería están totalmente degradadas.

En el Proyecto de El Cabril se ha adoptado, además, como objetivo básico la posible recuperación de los residuos, si las circunstancias lo aconsejasen. Aun cuando esto siempre es posible en un almacenamiento superficial, el proyecto original fue modificado sustancialmente para introducir este concepto.

La capacidad de almacenamiento, con la solución adoptada, es de 35.000 m^3 de bidones de 0,22 m^3, lo que corresponde a una capacidad de recepción de unos 42.000 m^3, antes de la reducción de volumen prevista de una parte de los residuos.

José Mª Grávalos Lasúen (ENRESA)
Pablo Zuloaga Lalana (ENRESA)

De los objetivos citados anteriormente se deducen dos necesidades: El aislamiento de los bultos de residuos frente al agua, y la limitación de actividad.

El agua constituye, junto con el hombre, el posible vehículo de dispersión de la radiactividad almacenada. Por ello, se requiere aislar el almacenamiento de las aguas subterráneas (situando los bultos de residuos por encima de la capa freática) y de las aguas superficiales (evitando las zonas de inundación y vaguadas, y protegiéndolos de las precipitaciones).

Por otra parte, al adoptarse hipótesis pesimistas de intrusión humana al finalizar el período de vigilancia, con una duración máxima de 300 años (por ejemplo, la vivienda permanente o la construcción de una gran obra pública sobre el propio almacenamiento), la actividad total y la actividad másica máxima deben limitarse, de modo que el impacto en dichas hipótesis sea aceptable. Conviene hacer hincapié en que son los escenarios de intrusión, y no los de impacto debido a posibles arrastres por el agua que pudiera infiltrarse hasta los residuos, aun suponiendo la degradación total de las barreras de ingeniería, los que limitan la actividad que puede ser almacenada en un sistema de almacenamiento superficial o a baja profundidad. Estos escenarios de intrusión son prácticamente independientes del emplazamiento elegido.

Esta limitación es la que claramente separa los residuos de baja y media actividad y vida corta, almacenables en superficie, de otras categorías cuya evacuación debe hacerse en profundidad. Adicionalmente, el centro tiene capacidad para el tratamiento de los residuos de pequeños productores, la reducción de volumen de los residuos compactables, el acondicionamiento de los residuos generados en la propia instalación y el reacondicionamiento de los bultos de residuos en contenedores de hormigón, previamente a su almacenamiento.

Otros criterios de diseño generales son el de vertido nulo de líquidos radiactivos, y la limitación de descargas de efluentes gaseosos, de modo que la dosis en el límite del área restringida sea inferior a 0,01 mSv/año. Para el diseño de blindajes se ha adoptado un límite de 5 mSv/año para los trabajadores. La ventilación se ha diseñado de modo que las concentraciones en aire sean inferiores al 0,1% del LCDA (límite de concentración derivada en aire, esta es la concentración en aire respirado durante 2000 h al año).

3.- EL SISTEMA DE ALMACENAMIENTO. (Figura 1).

Los bultos de residuos, en su mayor parte bidones de 0,22 m^3, se almacenan, como se ha indicado, en el interior de contenedores de almacenamiento, de hormigón. Los bidones son inmovilizados dentro del contenedor, constituyendo un bloque de hormigón de unas 24 t de peso, y 2,25 x 2,25 x 2,20 m de dimensiones exteriores.

Estos contenedores se almacenan apilándose en unas estructuras o celdas de almacenamiento. Cada una de éstas tiene capacidad para 320 contenedores del tipo indicado y unas dimensiones exteriores aproximadas de 24 x 19 x 10 m. Los contenedores se colocan en contacto entre sí, excepto en una cruz o franja central destinada a absorber las tolerancias de fabricación o de colocación de los contenedores.

Tanto los contenedores como las celdas de almacenamiento están diseñados para soportar solicitaciones extremas, incluyendo un sismo de aceleración en el suelo de 0,24 g. La definición del hormigón utilizado en las celdas y contenedores ha sido objeto de un programa de investigación desarrollado por el Instituto Eduardo Torroja del CSIC, cuyo objetivo era la optimización de la durabilidad de las barreras de hormigón. El hormigón utilizado es de alta resistencia característica (350 Kg/cm^2) y compacidad, y resistente a sulfatos y agua de mar(a pesar de las bajas concentraciones de sulfatos y cloruros en el agua del emplazamiento). La resistencia característica del hormigón de los contenedores ha sido aumentada a 413 kg/cm^2. Además, los contenedores han sido diseñados y probados para cumplir los requisitos de bulto tipo A e industrial tipo 3 del Reglamento de Transporte de Mercancías Peligrosas por Carretera (Ref^{a}3).

Una vez completada la operación de cada celda de almacenamiento se rellena la franja central con grava, para rigidizar el conjunto y rellenar huecos, y se construye una losa superior de cierre. La estructura es entonces impermeabilizada con una capa sintética.

La placa inferior constituye el elemento principal de la celda de almacenamiento. Tiene un espesor de 0,6 m en los bordes y 0,5 en el centro, formando pendiente, y está cubierta de una capa impermeable de poliuretano y de una capa de 10-20 cm de hormigón poroso, para disponer de una superficie horizontal para colocación de los contenedores. La placa tiene la función de recoger cualquier agua que pudiera haber infiltrado, dirigiéndola a una red de tuberías instalada en unas galerías de inspección situadas bajo las estructuras de almacenamiento. Cada estructura se une a esta red, denominada red de control de infiltraciones (RCI), a través de un depósito de retención, de modo que se permita, en caso de recogerse agua en la red de control, determinar de qué celda proviene para poder así proceder a reparar la cobertura de protección, así como tomar muestras del agua recogida.

Esta red de tuberías, de funcionamiento pasivo, desemboca en un depósito final de control, con capacidad de recogida de un año, teniendo en cuenta la infiltración nominal de la cobertura, más las correspondientes a hundimiento de la cobertura. De este modo se permite vigilar adecuadamente el funcionamiento del sistema de almacenamiento detectando y determinando el origen de cantidades anormales de agua infiltrada, así como una eventual contaminación de la misma.

Durante la fase de explotación y con el triple objetivo de proteger los contenedores con residuos de la intemperie, minimizar la cantidad de agua a recoger en la red de control de infiltraciones, y servir de soporte de los medios de manejo de contenedores, cada fila de estructuras de almacenamiento está servida por un techado móvil montado sobre carriles. Este techado auxiliar se sitúa sobre la estructura de almacenamiento en explotación. Después de la impermeabilización de ésta, el techado se traslada a la estructura adyacente.

Una vez finalizada la explotación de El Cabril se procederá a cubrir el conjunto con una cobertura de baja permeabilidad, constituida por capas de alternas de materiales impermeables y drenantes que protegerá a largo plazo los contenedores que contienen los bultos de residuos y asegurará una buena durabilidad de los propios contenedores. Se define así el sistema multibarreras, constituido por tres barreras:

La primera está constituida por la matriz de inmovilización de los residuos que permite que, aun en caso de que los bultos se sumergieran en agua, la tasa de liberación de radionucleidos fuera mínima, y por el contenedor de almacenamiento que los aisla.

La segunda, formada por las estructuras de almacenamiento, la cobertura y la red de control de infiltraciones, limita el acceso de agua a los bultos y permite el control de las aguas que pudieran haber estado en contacto con los mismos y su eventual tratamiento en caso necesario.

La tercera, la barrera geológica, está constituída por el terreno del entorno y limitaría el impacto de una eventual liberación en caso accidental o en las hipótesis de degradación total de las dos primeras barreras, y es la adoptada para la fase de libre utilización.

4.- DESCRIPCION GENERAL DE LA INSTALACION

La instalación de El Cabril consta de dos partes diferenciadas: los módulos de almacenamiento existentes previamente (Fig. 2) y las nuevas instalaciones, puestas en servicio en 1992, en las que se centra esta lección.

Para adaptarse a la topografía existente, las nuevas instalaciones se han dividido en dos zonas: la zona de almacenamiento, y la zona de acondicionamiento y de edificios auxiliares. Como se ha indicado en el apartado anterior, la zona de almacenamiento ocupa la zona más adecuada para el almacenamiento a largo plazo de los residuos, los edificios auxiliares se sitúan en la ladera del macizo principal de la sierra Albarrana, en una zona separada de la anterior por un arroyo. En la se da una disposición general de la Instalación.

4.1.- Zona de Almacenamiento

En la zona de almacenamiento se han construido 28 celdas, agrupadas en dos áreas o plataformas: la plataforma norte, con 16 estructuras y la sur, con 12. Estas plataformas constituyen superficies horizontales de unos 90 m de anchura, excavadas en trinchera en la loma del cerro, dejando unos taludes laterales contra los que apoyará en su momento la cobertura definitiva.

En cada una de estas áreas, las celdas están semienterradas respecto al nivel de operación y se disponen en dos filas, cada una de las cuales está servida por un techado móvil, que puede trasladarse a lo largo de los carriles instalados.

Estos techados soportan un puente grúa de 32 t para el manejo de los contenedores. El mando de los puentes grúa se realiza mediante control remoto desde la Sala de Control, situada en el Edificio de Acondicionamiento, permitiéndose de esta manera minimizar las dosis en la operación.

Los camiones que transportan los contenedores de almacenamiento se sitúan en el pasillo lateral existente entre las estructuras de almacenamiento y la pared del techado. Por el exterior de éste hay un vial adicional. Esta anchura, quizá innecesaria a primera vista, se requiere para permitir la cubrición del almacenamiento con la cobertura impermeable, con taludes de pendiente adecuada. En esta zona se ubican, además, el depósito de control de la red de control de infiltraciones y la balsa de recogida de pluviales.

En un área aneja, separada por la valla que delimita la zona restringida, se sitúan las plantas de preparación de hormigón y de fabricación de los contenedores de almacenamiento, así como el blanco y grúa pórtico auxiliar para realizar ensayos del Reglamento de Transportes (TPC) de bultos de hasta 30 t.

Entre las diferentes opciones posibles ENRESA adoptó la de construir y operar la fábrica de contenedores en El Cabril, sobre todo para poder controlar adecuadamente la calidad de los componentes del hormigón, elemento fundamental para la durabilidad de las barreras, así como la fabricación en sí misma.

La planta de hormigones tiene capacidad suficiente para el hormigonado continuo de las losas de cierre. La planta de fabricación de contenedores dispone de dos líneas de producción, cada una de ellas con mesas de elaboración de armaduras, dos moldes metálicos abatibles de alta precisión, zona de curado húmedo y zona de curado seco. Cada línea dispone de un puente grúa de 15 toneladas.

4.2.- Zona de edificios

En la zona de edificios se sitúan las instalaciones auxiliares para el tratamiento y acondicionamiento de los residuos y su control, así como los servicios auxiliares necesarios para la operación y mantenimiento del Centro. A continuación se indican, ordenadas por su posición respecto a la entrada a la Instalación, los edificios e instalaciones auxiliares.

Edificio de Seguridad Industrial. En este edificio se agrupan el control de accesos, el puesto central de vigilancia y los medios de lucha contra incendios.

Taller de Mantenimiento. Incluye los talleres mecánico, eléctrico y de vehículos.

Edificio de Administración . En este edificio se sitúa la Dirección, las Jefaturas de los diferentes servicios y los servicios administrativos.

Laboratorio de verificación. Edificio Inactivo. Este edificio está destinado a la realización de ensayos y pruebas sobre probetas no activas de características similares a las de los diferentes tipos de bulto cuya retirada se solicita. Consiste básicamente en un laboratorio de hormigones y morteros, con cámara climática, célula triaxial, prensas, laboratorio químico, etc. Igualmente alberga las oficinas de personal de explotación del Laboratorio de Caracterización.

Edificio de Servicios Técnicos. En este edificio se instalan los equipos principales de los diferentes sistemas de servicios auxiliares: centro de transformación, distribución eléctrica, diesel de apoyo, plantas de producción de frío y calor, y planta de tratamiento de agua. También alberga el panel de control de servicios auxiliares.

Edificio de Servicios Generales. En el mismo se ubican los servicios de protección radiológica, servicio médico normal y nivel I, vestuarios, lavandería, laboratorio de vigilancia ambiental, equipo de calibración de monitores de radiación, laboratorio radioquímico, equipo de contaje y control radiológico de accesos del personal. A través de este edificio se realiza el acceso a la zona vigilada de todo el personal, exceptuando a los conductores de vehículos.

Edificio de Recepción Transitoria. Este edificio contiene el puesto de control radiológico de vehículos y el puesto de descontaminación de vehículos, así como un almacén transitorio de bidones. Este edificio, junto con el de Servicios Generales marcan la separación entre la zona no reglamentada desde el punto de vista de protección radiológica y la zona vigilada.

Edificio de Acondicionamiento. En este edificio se realizan todas las operaciones de tratamiento y acondicionamiento que se describen en el apartado siguiente. Por el mismo pasan la práctica totalidad de los residuos. Alberga, además, la Sala de Control desde la que se operan la mayor parte de los sistemas de este edificio así como los equipos de manutención de la zona de almacenamiento y en la que se centraliza la información de la explotación de toda la Instalación. En el Edificio de Acondicionamiento se sitúa además la distribución eléctrica de este Edificio y el Adyacente de Verificación Activo y los sistemas de alimentación ininterrumpida, de ventilación controlada y de vigilancia de la radiación.

Se trata de un edificio en tres plantas, si bien el sótano y la planta alta son sólo parciales. En el sótano se ubican los depósitos de recogida de efluentes líquidos y la sala de almacenamiento de residuos radiactivos inflamables. En la planta alta se sitúan los equipos de ventilación, separados en dos salas una de equipos de impulsión (climatizadores), y otra para los filtros y ventiladores de extracción. En el apartado siguiente se describen los diferentes procesos que se realizan en este edificio.

Laboratorio de Verificación de la calidad. Edificio Activo. Este edificio está destinado a la realización de ensayos para determinar las características de los diferentes tipos de bultos, sobre probetas activas y bultos reales, y a la verificación técnica de algunos de los bultos que lleguen al centro. Igualmente se prevé realizar en el mismo trabajos de Investigación y Desarrollo para la optimización del proceso de solidificación de residuos.

Este laboratorio está dispuesto alrededor de una celda de manipulación de hormigón con forro interior de inoxidable, y sometida a ventilación controlada. Esta celda está dotada de dos estaciones de trabajo, cada una con vidrios de plomo y dos telemanipuladores. La celda dispone de puente grúa con telemanipulador pesado y pinza volteadora de bidones. Desde una de las estaciones de trabajo se controla el equipo de corte y eliminación de la envolvente metálica de los bidones y el equipo de ensayos mecánicos. Desde el segundo puesto se controla el sistema de trepanación de bidones y extracción de testigos en seco y el equipo de corte de probetas a partir de los testigos extraídos.

El laboratorio se completa con un sistema de caracterización radiológica de bultos (no destructiva), sistema de ensayos de aspersión y lixiviación de bidones (decorticados) y probetas, equipo de ensayos para el reglamento de transporte (compresión, caída), laboratorio químico y laboratorio de contaje.

5.- ACONDICIONAMIENTO DE LOS RESIDUOS

Las operaciones realizadas en el edificio de acondicionamiento pueden agruparse en 5 líneas principales:

5.1.- Residuos de Pequeños Productores

En la Instalación se han incluido los sistemas y equipos necesarios para el acondicionamiento de los residuos de los pequeños productores.

Entre los sistemas principales se incluye una caja de guantes para la clasificación, trituración, segregación y ensacado de residuos, así como un incinerador de 50 kg/h para el tratamiento de los residuos biológicos y orgánicos.

El incinerador es del tipo de exceso de aire, con doble cámara de combustión. En la primera se alcanzan los 800°C, y en la cámara de post-combustión se superan los 1000°C. A la salida de esta cámara hay un filtro de alta temperatura, de carburo de silicio. Posteriormente los humos se enfrían mediante la dilución en aire frío hasta alcanzar los 140°C. Los gases pasan entonces por los filtros de muy alta eficacia, descargándose, una vez filtrados, por la chimenea.

El incinerador puede ser alimentado con sólidos previamente triturados y ensacados en bolsas de 5 kg. Los líquidos se alimentan por bombeo desde un tanque de diario a través de un quemador que inyecta el líquido en la zona de postcombustión. Como combustible auxiliar para mantener las temperaturas se utiliza gasóleo. Se mantiene además una llama piloto mediante propano.

5.2.- Residuos Compactables

Se ha instalado una compactadora de bidones de 1200 t de fuerza, con la que se consiguen factores de reducción de volumen medios del orden de 3.

Los bidones con los residuos compactables se descargan, con un puente grúa, en una nave específica para este tipo de bultos y se introducen en el equipo de compactación, pasando una sucesión de esclusas.

El equipo de compactación es una prensa hidráulica horizontal y la cámara de compactación está sometida a una fuerte depresión (40 mm c.a.) mediante el sistema de ventilación controlada, que provoca simultáneamente un barrido para mantener bajas las concentraciones del recinto.

Los compactados o "pellets" se introducen mediante un equipo distribuidor que los coloca ordenadamente dentro de un contenedor de almacenamiento, antes de su envío a la línea de inyección de mortero.

Tanto la grúa de descarga, como la compactadora y el equipo de distribución son de funcionamiento semiautomático y se mandan desde la Sala de Control.

5.3.- Residuos Inmovilizados

Los residuos que llegan ya acondicionados en una matriz sólida, normalmente de cemento, se transfieren a los contenedores de almacenamiento con ayuda de un puente grúa mandado remotamente. Hay dos naves similares para este tipo de residuos, diferenciándose entre sí en los equipos de elevación. Una está dedicada a los bultos débilmente irradiantes, que llegan al centro sin blindaje adicional y en otra se descargan los bultos que, por su tasa de dosis, se transportan en el interior de un blindaje adicional. Esta segunda nave presenta espesores mayores de blindaje y está dotada de elementos para la apertura del sobreenvase y el manejo de su tapa.

En ambos casos, una vez lleno el contenedor éste se transfiere a la nave de manejo de contenedores mediante un carretón. Desde esta posición y, una vez colocada la tapa, el contenedor se transporta con el puente grúa de la nave de contenedores, al puesto de inyección de mortero.

5.4.- Residuos generados en el centro

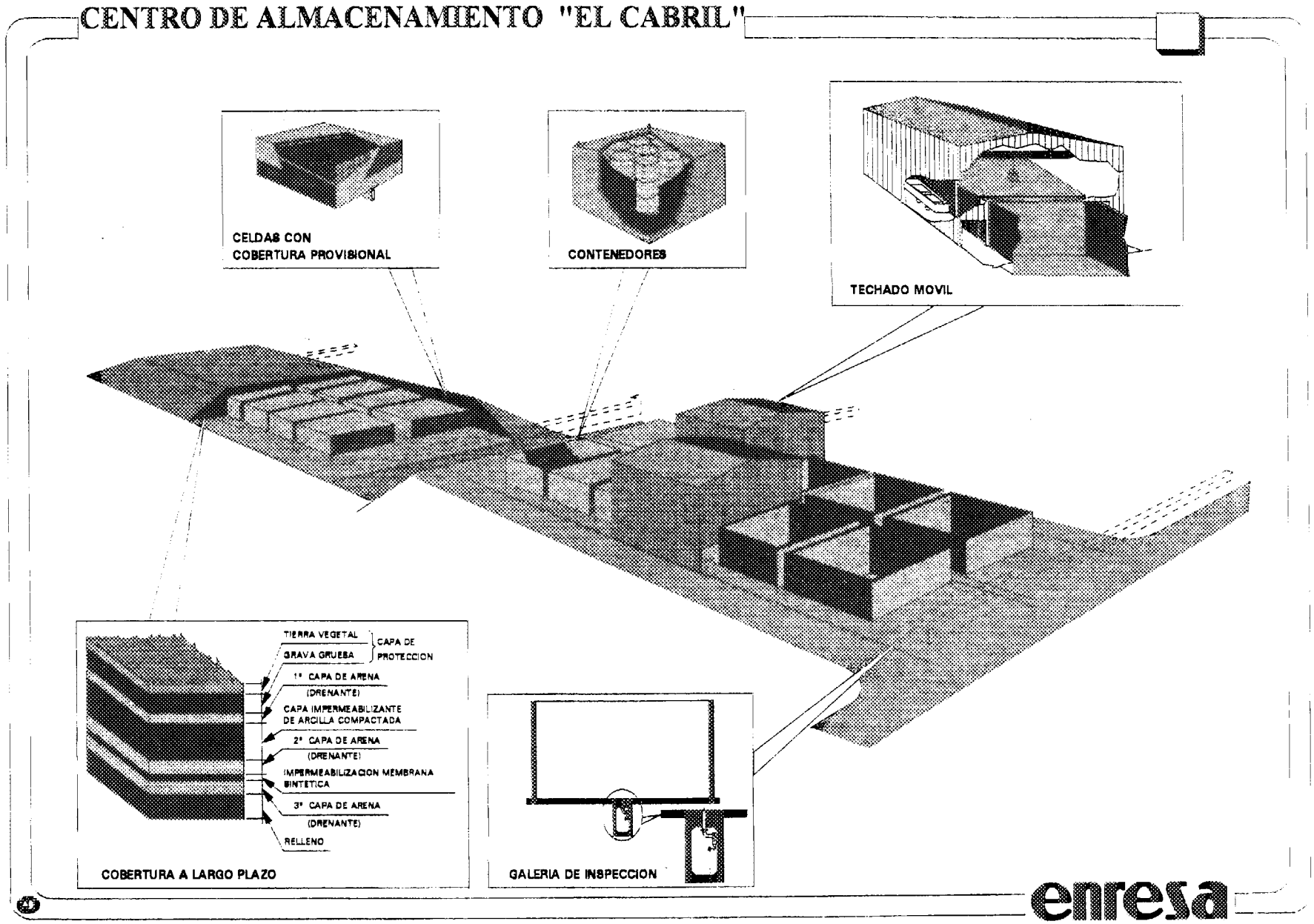
Residuos líquidos. Los residuos líquidos que pueden esperarse son soluciones acuosas de baja concentración y actividad y se recogen en unos depósitos situados en el sótano del edificio. El sistema de tratamiento se ha seleccionado con dos objetivos: no aumentar el volumen de residuos a almacenar y cumplir el objetivo de vertido nulo de residuos líquidos. Estos residuos líquidos, se incorporan previo análisis al mortero de inmovilización que llena los intersticios entre bidones, dentro del contenedor de almacenamiento.

Residuos sólidos. Los residuos sólidos que se producen en la Instalación se tratan como compactables.

5.5.- Inyección de mortero

Todos los contenedores, una vez colocada la tapa, se transfieren al puesto de inyección de mortero de inmovilización. En el sistema de inyección se mezcla el mortero seco (mezcla de cemento y arena) con agua y aditivos. El mortero húmedo resultante se inyecta mediante bombas peristálticas a través de un inyector telescópico.

Excepto el manejo de los residuos de Pequeños Productores, que presentan en general tasas de dosis en contacto de fondo, todos los sistemas se operan con mando manual remoto desde la Sala de Control.



ZULOAGA.PRE

Figura 1.- Sistema de Almacenamiento

C. A. EL CABRIL (IMPLANTACION GENERAL)

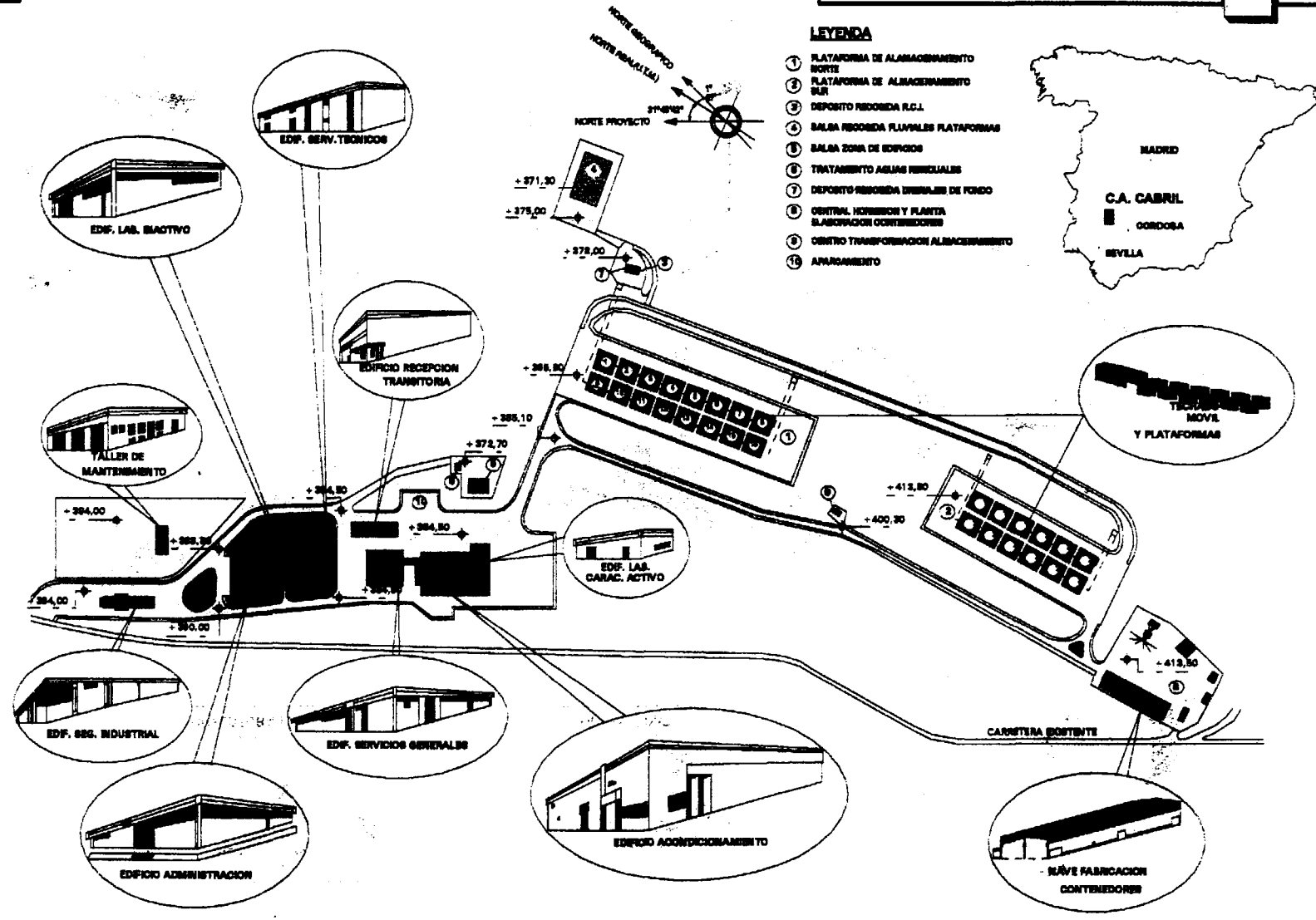


Figura 2.- Disposición General

AR9700035

PROYECTO DE COMPACTADO Y REUBICACION DE LOS ELEMENTOS COMBUSTIBLES QUEMADOS DEL REACTOR RA 3 EN EL DEPOSITO DE COMBUSTIBLES MTR DEL CENTRO ATOMICO EZEIZA.

A. Di Marco, E. J. Guillaume, G. Ruggirello, A. Zawerucha
Comisión Nacional De Energía Atómica
Unidad de Actividad Tecnología Del Combustible Nuclear

INTRODUCCIÓN

Los primeros elementos combustibles del reactor RA 3 del Centro Atómico Ezeiza están constituídos por 19 placas combustibles rectangulares curvas que contienen el material fisionable soportadas por dos placas estructurales laterales, estando unido todo el conjunto a la boquilla inferior de inserción en la grilla del núcleo del reactor.

Las placas combustibles tienen 1,5 mm de espesor por 70,5 mm de ancho y 655 mm de longitud, a excepción de las dos externas que son 100 mm más largas y están unidas en su extremo inferior a la boquilla ya mencionada por medio de tornillos. Todas las placas tienen una curvatura transversal de 140 mm de radio (FIGURA 1).

Cada placa está formada por un núcleo de aleación de Al/U 15 % colaminada entre dos placas de aluminio de 99,5 % de pureza; el uranio tiene un enriquecimiento del 90 % del isótopo 235.

Durante la permanencia en el reactor estos elementos combustibles, alcanzaron quemados variables entre un 15 y un 40 % del material fisionable. Con posterioridad a su extracción del núcleo y luego de una breve estancia en la pileta de decaimiento del reactor, fueron almacenados en el Depósito de combustibles MTR del Centro Atómico Ezeiza (CAE). Este depósito de elementos combustibles está formado por una cuadrícula de canales verticales subterráneos de 141 mm de diámetro y aproximadamente 2 metros de longitud, comunicados entre si por cañerías a tal fin e inundados con agua tratada que actúa como refrigerante. En cada canal hay depositado hasta 2 elementos combustibles (FIGURA 2).

Como la capacidad de almacenaje se halla próxima a completarse, y además de han detectado signos de deterioro superficial de las placas combustibles, a fin de evitar posibles contaminaciones del depósito, el Programa Gestión Residuos Radiactivos ha propuesto el desmantelamiento de los elementos combustibles y el envasado compacto de las placas activas en seco dentro de recipientes herméticos. Se logra así ampliar la capacidad del depósito, ya que en cada canal se podrán guardar las placas de hasta cuatro combustibles. Dado que los elelentos combustibles a procesar tienen tiempos de decaimiento muy prolongado no será necesario refrigerar los canales, con lo que se reducirá considerablemente el mantenimiento de esta instalación.

Las placas estructurales, la boquilla y el travesaño de sujeción serán tratados por separado como residuos de baja actividad.

DESCRIPCIÓN DE LAS OPERACIONES

El proceso comienza con el traslado de cada elemento combustible (uno por viaje) desde su depósito actual hasta las celdas calientes del LAPEP (LAboratorio Para Ensayos Posirradiación) mediante un contenedor blindado (FIGURA 2).

Las tareas de desarme de los combustibles y el envasado de las placas separadas serán efectuados en la celda de corte de la ex instalación LPR; la misma, de paredes de hormigón pesado, cuenta con ventanas y telemanipuladores paralelos, un manipulador de potencia y los sistemas adicionales (ventilación, iluminación, transferencias, suministros, etc.) necesarios para su correcta y segura operación.

Para eliminar la humedad residual de las placas combustibles la primera operación es el secado de cada elemento combustible en una estufa a 120 °C.

Luego se transfiere el elemento a la máquina de desarme o separadora de placas, donde se procede al corte del extremo inferior en zona no activa de las dos placas combustibles externas a fin de liberarlas de la boquilla. El corte se realiza por cizallamiento con discos de acero endurecido, lo que evita el desprendimiento de material (FIGURA 3 a).

A continuación se coloca el elemento combustible en posición para iniciar la separación de las placas laterales estructurales y se ajustan las mordazas para sujetarlas sobre los cilindros de arrollamiento (FIGURA 3 b).

Mediante un moto-reductor se inicia el proceso de separación de las placas: a medida que giran dichos cilindros todo el combustible avanza y las placas van siendo liberadas hasta que finalmente tenemos por un lado las 19 placas combustibles, y por otro las dos placas estructurales unidas a la boquilla todavía arrolladas a los cilindros (FIGURA 4 a y 4 b). Invirtiendo el giro del moto-reductor se retrocede el conjunto remanente hasta poder quitarlo de la máquina (FIGURA 4 c).

Los extremos no activos a las dos placas laterales más largas se cortan a la misma medida que las placas internas, con una guillotina manual con topes. Los extremos recortados se unen con los restos estructurales (FIGURA 5) y las placas activas son colocadas en una bandeja.

La siguiente operación es el encapsulado o enlatado de la bandeja con las placas dentro de un recipiente hermético. Este recipiente está constituído por un tubo de acero inoxidable de 101,6 mm de diámetro y 3 mm de espesor con el correspondiente tapón inferior soldado herméticamente y el tapón superior que se coloca luego de su llenado. El cierre hermético entre el tapón superior y el tubo se produce por el sistema de indentación metal-metal entre el mismo y una virola de doble labio fabricada en acero de dureza superior a la del tubo (FIGURA 6).

El dispositivo de envasado consiste en un bastidor donde se colocan alineados el recipiente y la bandeja con las placas. Mediante un émbolo neumático de doble efecto se introduce la bandeja con las placas dentro del recipiente luego de compactar las placas con la tapa de la bandeja (FIGURAS 7 a y 7 b).

Luego se retrocede el émbolo y se coloca el tapón superior en la posición correcta con ayuda de marcas visuales (FIGURA 8 a).

El ajuste del tapón superior se lleva a cabo desplazando el cono interno mediante la tuerca exterior con una llave accionada con el telemanipulador; obtenido el ajuste apropiado se bloquea la tuerca con una arandela de seguridad, para impedir que la misma se afloje (FIGURA 8 b).

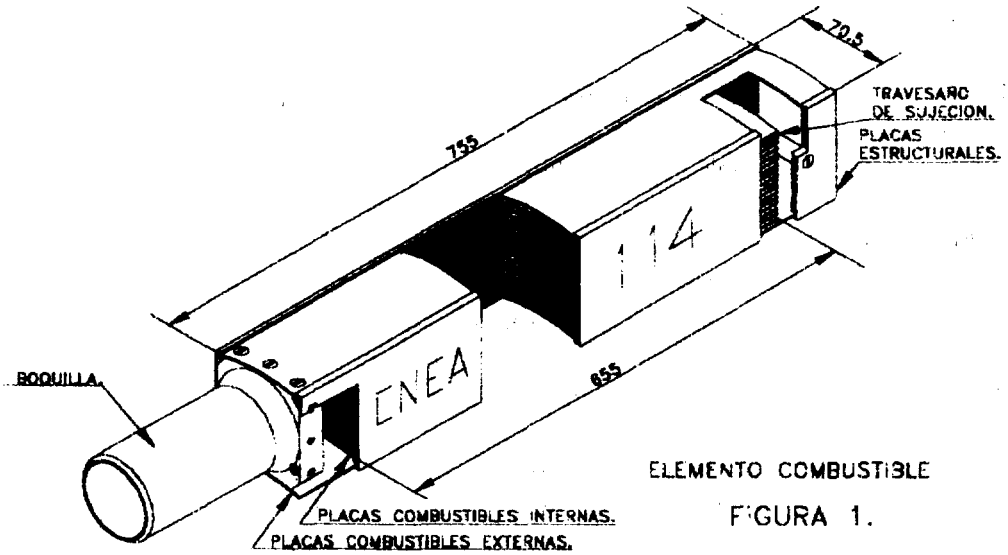
El último paso del proceso de envasado de las placas es la verificación de la estanqueidad de los recipientes llenos. Para ello se los introduce en una cuba con glicerina 90 °C observando si hay desprendimiento de burbujas. El traslado y manipulación de los recipientes llenos dentro de la celda se efectúa por medio de una herramienta de mordazas paralelas accionadas por levas, colgada del gancho del telemanipulador de potencia (FIGURA 9).

El recipiente cerrado se transporta al depósito con otro contenedor blindado. Allí se podrán apilar hasta dos unidades por canal, en virtud de que ambos tapones, superior e inferior, fueron diseñados de modo que los recipientes puedan colocarse indistintamente uno sobre otro (FIGURA 10).

Los restos de baja actividad son procesados de la siguiente manera: por medio de una cizalla manual son cortadas las placas estructurales en trozos pequeños y separadas de la boquilla; y luego todos los restos estructurales son envasados en tambores sellados incluidos en cemento o no de acuerdo a la actividad residual que presenten.

ASPECTOS RADIOLOGICOS Y DE CRITICIDAD Y SALVAGUARDIA

Todos las consideraciones relacionadas con los aspectos que hacen a la protección radiológica, a los riesgos de criticidad y a la salvaguardia del material fisionable son motivo de otros trabajos producidos por los responsables del área en cuestión.



ELEMENTO COMBUSTIBLE

FIGURA 1.

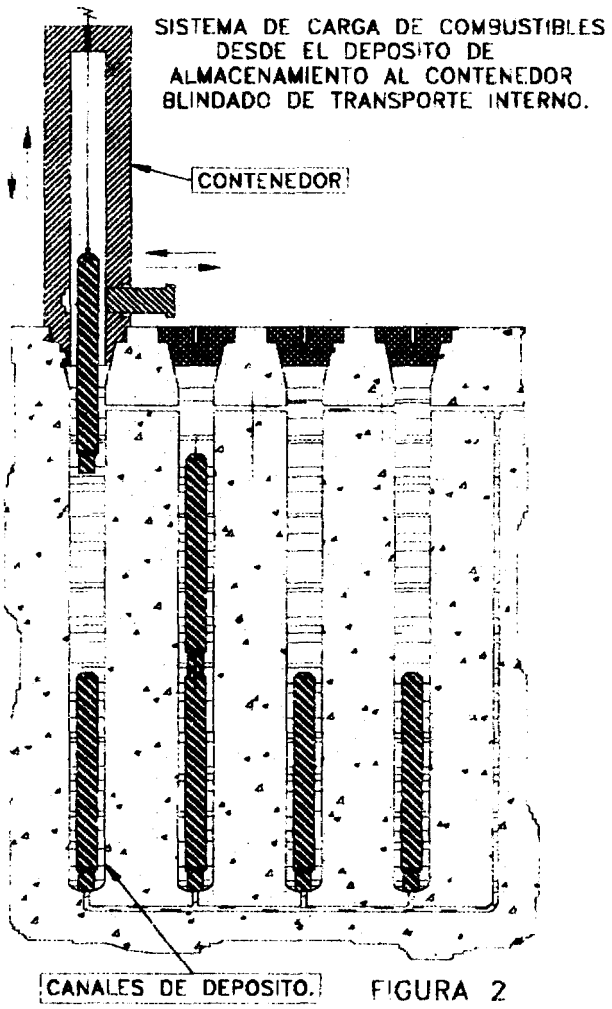


FIGURA 2

DESARME DEL ELEMENTO COMBUSTIBLE

SEPARACION POR CORTE DE LAS PLACAS ACTIVAS EXTERNAS.

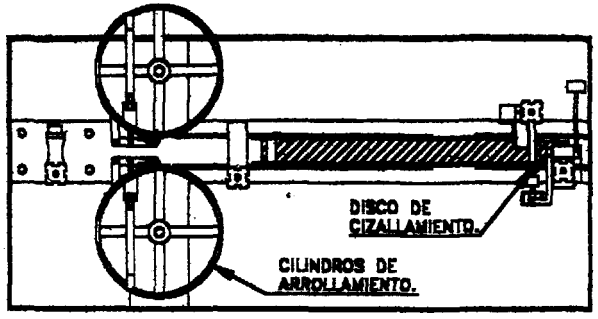


FIGURA 3a.

POSICIONAMIENTO DEL E.C. PARA LA SEPARACION DE LAS PLACAS ESTRUCTURALES LATERALES.

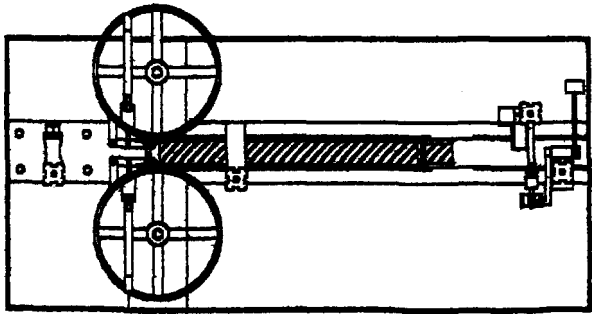


FIGURA 3b.

PROCESO DE SEPARACION DE LAS PLACAS ESTRUCTURALES.

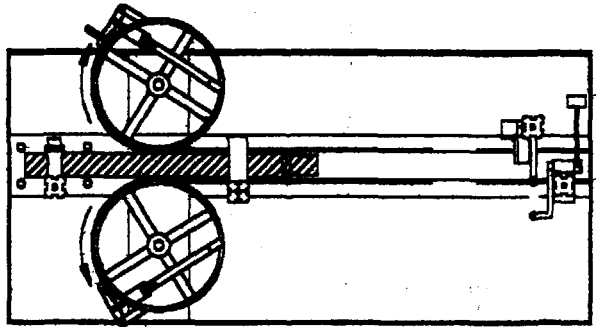


FIGURA 4a.

PLACAS ACTIVAS SEPARADAS DE LAS PLACAS ESTRUCTURALES.

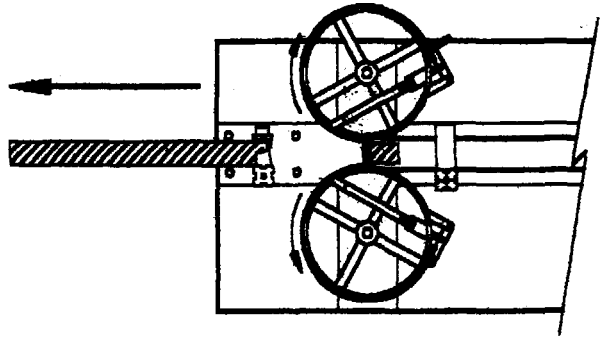


FIGURA 4b.

EXTRACCION DEL CONJUNTO EXTRUCTURAL REMANENTE

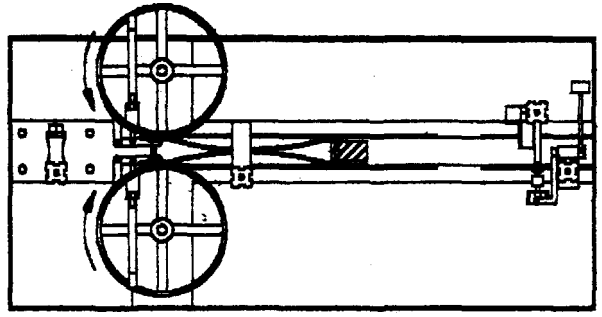


FIGURA 4c.

PIEZAS REMANENTES

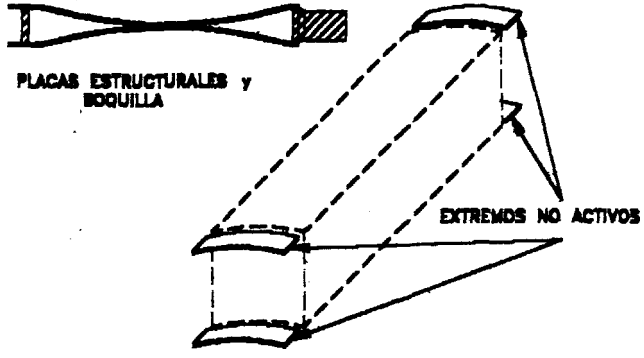
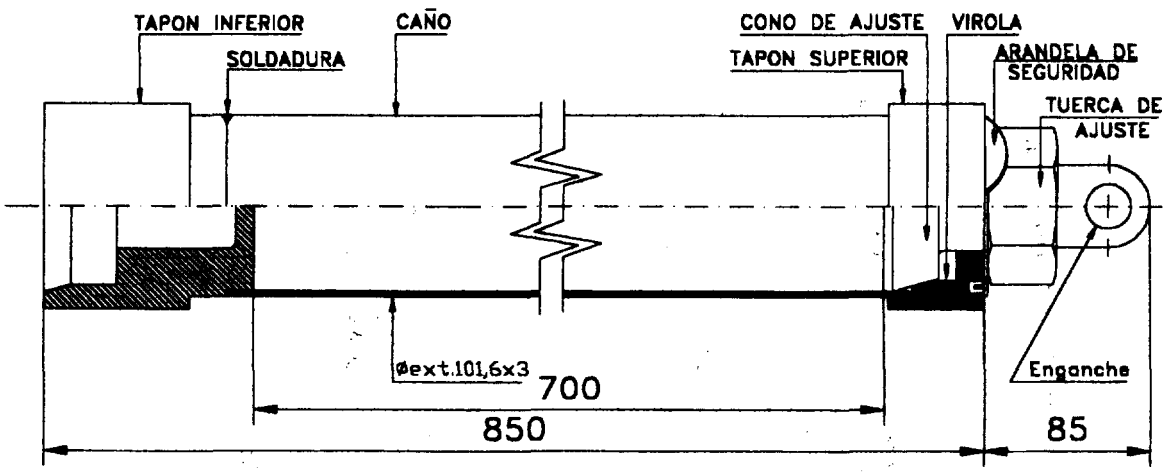


FIGURA 5

RECIPIENTE DE ENVASADO DE LAS PLACAS ACTIVAS RA–3



TAPON INFERIOR – HERMETICIDAD POR SOLDADURA
TAPON SUPERIOR – CIERRE HERMETICO POR INDENTACION METAL METAL (cono – virola)

FIGURA 6

ENVASADO DE LAS PLACAS ACTIVAS

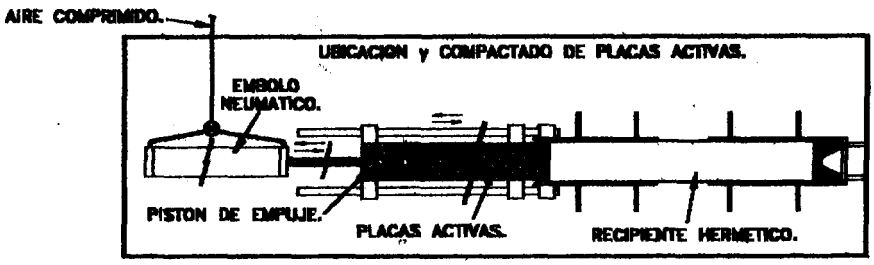


FIGURA 7 a.

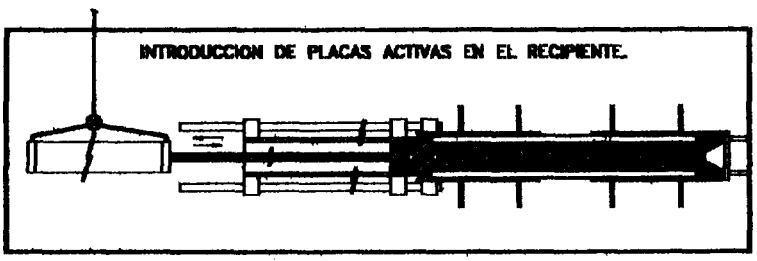
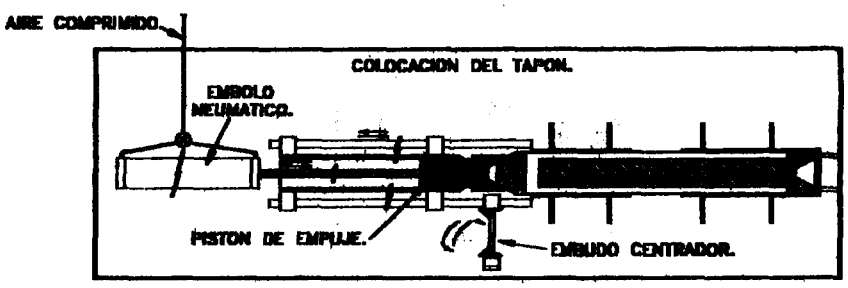


FIGURA 7 b.



FIGURAS 8 a.

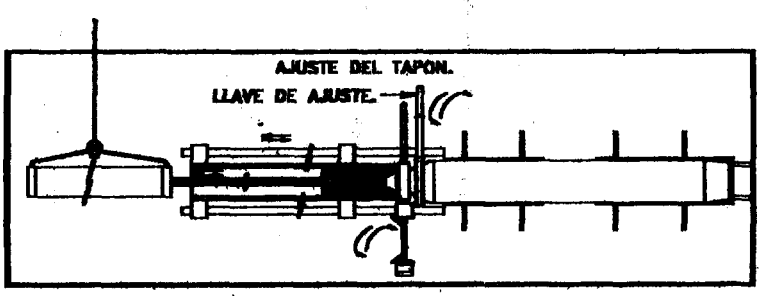


FIGURA 8 b.

PROCESO DE VERIFICACION DE ESTANQUEIDAD.

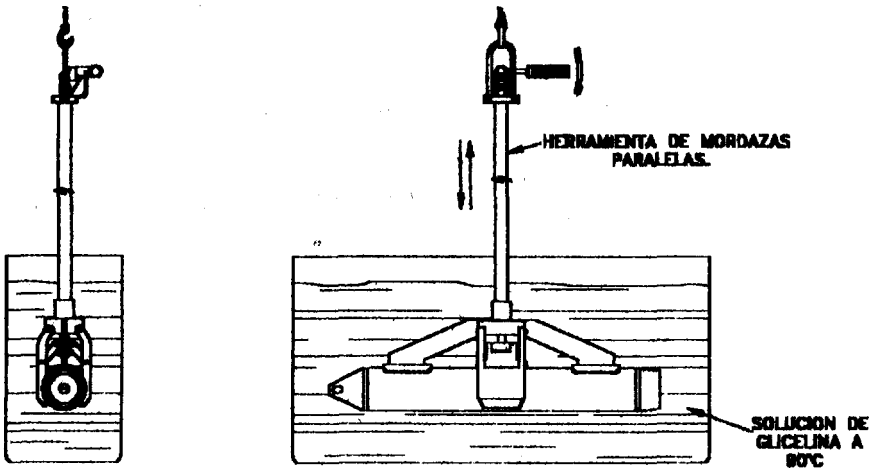


FIGURA 9 .

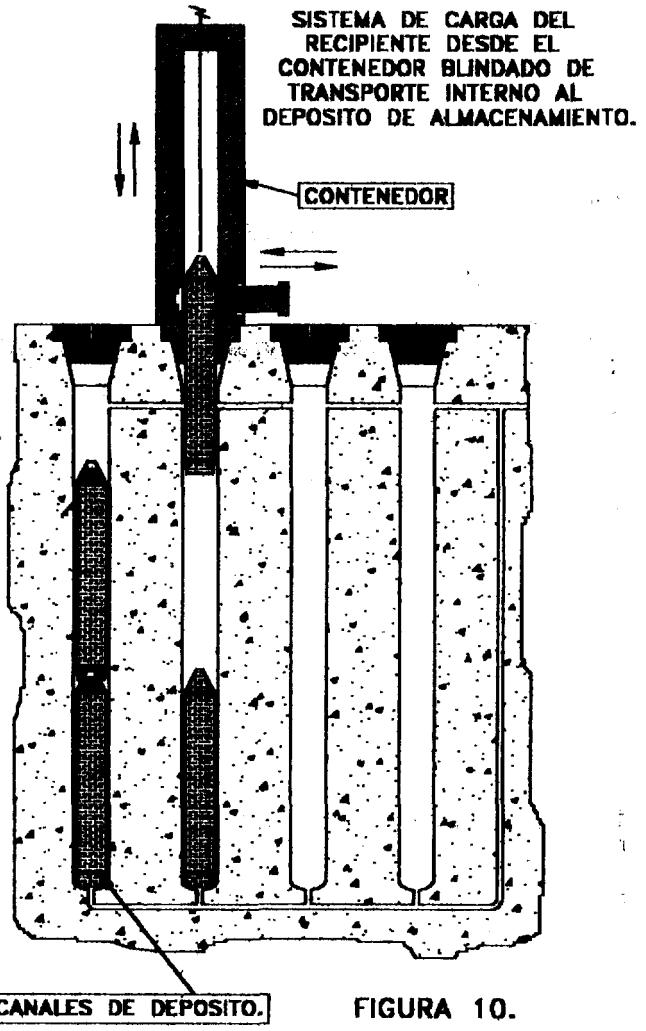


FIGURA 10.

HLW REPOSITORY COST SAVINGS OWING TO SIZE REDUCTION FROM ONCE-THROUGH TO CLOSED FUEL CYCLES WITH PHWR

Arturo Bevilacqua
Centro Atómico Bariloche
Comisión Nacional de Energía Atómica

Abstract:

The HLW repository size was calculated for the once-through and the closed fuel cycle for argentine pressurized tube and pressurized vessel heavy water reactors (PHWR) with different values for the burnup, the cooling time before disposal and the U/Pu reprocessing recovery factor.

The HLW repository size reduction reached by selecting the close fuel cycle is evry large owing to the huge mass of uranium to be disposed of by using the once-through fuel cycle and to the fuel element length for the pressurized vessel HWR. The cost savings (i.e. minig, handling, emplacement, etc.) associated to such reduction were then calculated

LA COMUNICACIÓN, ELEMENTO VITAL EN LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIACTIVOS. CASO ESPAÑOL.

Jorge Lang - Lenton (*)

RESUMEN

La generación de electricidad a partir de la energía nuclear dio comienzo en España en 1968. Actualmente hay nueve centrales nucleares, con una potencia instalada total de 7,4 Gwe produciendo en torno al 35% de la electricidad total.

Por otra parte, hay alrededor de 1300 instalaciones que utilizan radioisótopos con fines médicos, industriales o de investigación que producen asimismo residuos radiactivos.

En 1984, por mandato de los Diputados, el Gobierno español creó la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos para reorganizar y modernizar la gestión integral de residuos radiactivos, y hacerse cargo también del desmantelamiento de instalaciones nucleares y radiactivas.

Una de las tareas fundamentales de ENRESA es comunicar a la sociedad todas las actividades que realiza, dada la altísima sensibilidad existente en la opinión pública en todo lo relacionado con la radiactividad y los residuos radiactivos.

Dicha sensibilidad viene motivada, entre otros factores, por la falta de conocimiento generalizado sobre los fundamentos técnicos, actividades y prácticas en vigor, lo que da origen a una susceptibilidad significativa a la desinformación que a veces emana de grupos ecologistas, medios de comunicación y políticos.

ENRESA diseñó un Plan de Comunicación con atención específica a conseguir la aceptación pública del actual Centro de Almacenamiento de Residuos de Baja y Media Actividad de el Cabril, una moderna instalación que fue puesta en marcha de 1992, en un emplazamiento donde existían unas modestas y sencillas instalaciones de almacenamiento temporal.

Uno de los aspectos a destacar dentro de dicho Plan ha sido el esfuerzo considerable de presentaciones a todos los grupos políticos y medios de comunicación, incluyendo visitas a otros centros equivalentes existentes en el mundo.

Esta ponencia refleja, pues, la experiencia generada en España en materia de comunicación y aceptación pública, con un enfoque especial al Centro de El Cabril.

(*) Jorge Lang-Lenton
ENRESA

LA OPINION PUBLICA Y LA ACTIVIDAD NUCLEAR

Silvio Rapoport (Director de la Revista Argentina Nuclear

Síntesis

El desarrollo de los medios de comunicación y el crecimiento de organizaciones no gubernamentales, gravitan cada vez con más fuerza sobre la toma de desiciones políticas en todos los órdenes.

En el caso de la actividad nuclear, dado el estado de opinión pública mayoritariamente contraria a la misma, basada fundamentalmente en el desconocimiento, requieren del sector nuclear una pronta acción orientada a esclarecer a la comunidad los efectos y alcances de esta actividad.

En los países democráticos el futuro de la energía nuclear y sus aplicaciones, dependen en gran medida de su aceptación pública. Por ello las acciones deben ser esclarecedoras y no propagandísticas.

Propuesta sobre un programa de comunicación permanente para el conocimiento público de la actividad nuclear.

AUTHOR INDEX

- A -

ABBATE, PABLO 181
ADELFANG, PABLO 162
AGUEDA, HORACIO 288
ALTAMIRANO, JORGE 120
ALMAGRO, JUAN CARLOS 80
AMAYA, D. 288
ANTMANN, PEDRO *
ALVAREZ, LUIS 3
APESTEGUIA, J. 219
ARNALDO, ALBERTO 120
AVILA, A. 147

- B -

BEDROSSIAN, GUSTAVO 72
BENITEZ, A. 219
BERGALLO, JUAN 206-267
BERGOC, ROSA *
BEUTER, O. 120
BEVILACQUA, ARTURO 314
BIELIAUSKAS, VYTAUTAS 97
BIURRUN, ENRIQUE 274
BLESA, MIGUEL ANGEL 11
BOERO, NORMA 128
BRASNAROF, DANIEL 267
BUSTOS, ELIDA *

- C -

CABREJAS, MARIANA 250
CABRERA, CLAUDIO 25
CALABRESE, R. 113
CALLE, CARLOS *
CARBALLIDO, MARIO 250
CASARIO, J. A. 3
CHOCRON, MAURICIO 11
CODORNIU, DANIEL *
COHEN, ISAAC MARCOS 250
COMSA, OLIVIA 2
COPPARI, NORBERTO 33

- D -

de la FUENTE, MARIANO 136
DE LIO, LILIANA 250
DELMASTRO, DARIO 267
DEL'OCCHIO, LEONOR 250

DI MARCO, A. 306
DOBOS, ION 2

- E -

ENGELMANN, H. G. 274
ESTRYK, G. 113

- F -

FABBRI, SERGIO 11
FERNANDEZ RONDON, MANUEL *
FERREIRA, R. 219
FINK, J. 3
FLORIDO, PABLO 82-185-267
FURNARI, JUAN CARLOS 250

- G -

GAMBA, MIRTHA 163
GARIS, N. S. 163
GERSBERG, SARA 72
GOMEZ DE SOLER, SUSANA 16
GONZALEZ, ALFREDO G. 136
GONZALEZ, MARIA ISABEL 250
GONZALEZ SCARDAONI, SERGIO 136
GOÑI, MARGARITA 211
GORUSTOVICH, S. 219
GRANT, CARLOS 41-57
GRAVALOS, JOSE MARIA 296
GRUJBAR, VLADIMIR *
GUEORGUIEV, BORIS 81-176
GUILLAUME, E.J. 306

- H -

HANNA, JAVIER *
HERSCOVICH DE PAHISSA, MARTA 279
HIGA, MIGUEL 3

- J -

JANENAS, DAINIUS 97

- K -

KERLIN, T.W. *
KHAN, A.M. 1
KITAMURA, MASAHARU 163
KOZMAN, ROBERT 163

- L -

LANG-LENTON, JORGE 315
LANZOS, OSVALDO 80
LARDONE, L 219
LAVAGNINO, CARLOS 140
LEMPERT, J. P. 274
LOLICH, JOSE 181

- M -

MARAJOFSKY, ADOLFO 69-120-136
MARCHI, D. 147-155
MARINO, ARMANDO 195
MARQUES DE SOUZA, JAIR *
MAZOUR, THOMAS 81-176
MAZZINI, MARIA MARTA 101-279
MENDEZ DE LEO, L. 128
MENGHINI, J 147-155
MESSI DE BERNASCONI, NORMA 288
MIKUS, TIBOR *
MIZRAHI, R. 11
MORALES PEDRAZA, J. *
MURMIS, BERNARDO 239

- N -

NASSINI, HORACIO 168
NAVARRA, P. 219
NOTARI, CARLA 88-113
NOVARA, O 128

- O -

ORDOÑEZ, JUAN P 181
OROSCO, 147
OXILIA DAVALOS, VICTORIO *

- P -

PALACIOS, TULIO 101

PASQUALINI, ENRIQUE	162
PAZSIT, I.	163
PEREZ, LIDYA	136
PEREZ, R.	3
PERL, HUGO	248
PIDERIT ALVEAR, GERMAN	*
PIÑEYRO, J	3

- R -

RABIE ALI, M.	*
RAMALLO, TELMA	250-279
RAMELA, J.L.	128
RAMILO, LUCIA	16
RAPEANU, S. N.	2
RAPOPORT, SILVIO	316
RESNIZKY, SARA	250
REY, C.	88
RICO, NESTOR	249
RONA, NICOLAS	101-250
ROSTON, GRACIELA	163
RUBIOLO, PABLO	82
RUGGIRELLO, G.	306
RUSSO, DIEGO	288

- S -

SABIO, MANUEL	250
SASSONE, A.	128
SAVINO, EDUARDO	11-195
SERRANO, DANIEL	49
SIDELNIK, JOHN	3
SOLIS, S.	219
SOLMESKY, SERGIO	237
STERBA, MARIO	288

- T -

TABOADA, HORACIO	64-120
THERN, GERARDO	120
TOSI, LIDIA	101-250
TOUZET, RODOLFO	106-246
TREPP, ANDRES	*
TRIMARCO, V.	155

- U -

UPADHYAYA, B. R.	*

- V -

VALDIVIEZO, A	219
VALENZIANO, ZUNILDA .	*
VALIÑO, RICARDO	256
VERSACI, R. A.	11
VIDAL, MARCELA	25
VIIRSOO, MAELA	*
VLADU, I. F.	1
VOLPI, RICARDO	80

- W -

WIO, HORACIO	49

- Z -

ZAWERUCHA, A.	306
ZULOAGA LALANA, PABLO	296

*** REQUEST AT SECRETARY DESK**