



AECL-7766

ATOMIC ENERGY
OF CANADA LIMITED



L'ÉNERGIE ATOMIQUE
DU CANADA LIMITÉE

CANDU FUEL: PAST, PRESENT AND FUTURE

Le combustible CANDU: passé, présent, à venir

J.R. MacEWAN, M.J.F. NOTLEY, J.C. WOOD and M. GACESA

Report IAEA-CN-42/143 presented at the IAEA International Conference on
Nuclear Power Experience, Vienna, 13-17 September 1982

(Egalement disponible en français sous le numéro AECL-7766F)

Chalk River Nuclear Laboratories

Laboratoires nucléaires de Chalk River

Chalk River, Ontario

September 1982 septembre



The papers presented by Canada are reproduced with permission of the International Atomic Energy Agency and the authors. They include:

IAEA-CN-42/36	AECL-7761	IAEA-CN-42/145	AECL-7767
IAEA-CN-42/68	AECL-7762	IAEA-CN-42/146	AECL-7768
IAEA-CN-42/141	AECL-7763	IAEA-CN-42/147	AECL-7769
IAEA-CN-42/91	AECL-7764	IAEA-CN-42/28	AECL-7770
IAEA-CN-42/142	AECL-7765	IAEA-CN-42/47	AECL-7771
IAEA-CN-42/143	AECL-7766	IAEA-CN-42/148	AECL-7772

ATOMIC ENERGY OF CANADA LIMITED

CANDU FUEL: PAST, PRESENT AND FUTURE

J.R. MacEwan, M.J.F. Notley and J.C. Wood
Atomic Energy of Canada Limited
Research Company
Chalk River, Ontario
Canada

M. Gacesa
Atomic Energy of Canada Limited
Engineering Company
Mississauga, Ontario
Canada

Report IAEA-CN-42/143 presented at the IAEA International Conference on
Nuclear Power Experience, Vienna, 13-17 September 1982.

(Egalement disponible en français sous le numéro AECL-7766F)

Chalk River Nuclear Laboratories
Chalk River, Ontario
September 1982

AECL-7766

par

J.R. MacEwan, M.J.F. Notley, J.C. Wood et M. Gacesa

RESUME

L'orientation du développement du combustible CANDU (CANada Deutérium Uranium) fut fixée en 1957 lorsqu'on décida de construire des réacteurs à tubes de force. On adopta un concept de grappes de combustible courtes - 50 cm de long - constituées de barres d' UO_2 naturel revêtues d'une gaine en Zircaloy, afin de faciliter le rechargement en cours de marche et améliorer ainsi l'utilisation de l'uranium.

Au cours de 25 années de développement, on a progressivement amélioré ce concept, y consacrant 650 années-hommes et 180 millions de dollars. Des études thermohydrauliques révélèrent qu'on pouvait obtenir davantage de puissance en augmentant le nombre des barres de combustible à ce qu'il est actuellement: 37. Le mélange du caloporteur entre les sous-canaux de caloportage, à l'origine amélioré par une bobine de fil métallique, s'est révélé satisfaisant si on introduit des cales d'écartement brasées afin de maintenir l'espacement entre les barres. Cette dernière modification, combinée à la soudure par résistance, plutôt que par fusion, pour fixer les embouts d'extrémité, a réduit la quantité de zirconium utilisée et a entraîné des économies de fabrication.

Aujourd'hui, les grappes CANDU bénéficient de l'expérience acquise résultant d'essais d'irradiation et de leur utilisation étendus dans les réacteurs électrogènes. Plus de 1 000 barres particulières, certaines munies de nombreux instruments, et 400 grappes, ont été irradiées et inspectées. On a obtenu des résultats d'avant-garde en déterminant les températures de travail et les variations structurales de l' UO_2 , le dégagement des gaz de fission, les changements de dimensions des grappes, la corrosion et l'hydruration du Zircaloy, et les mécanismes, et la prévention des défauts dus à la rampe de puissance. Ces derniers ont amené au concept actuel CANLUB dans lequel une mince couche de graphite est intercalée entre la gaine et la pastille. La performance du combustible dans les réacteurs électrogènes a été excellente; moins de 0.2% des grappes irradiées ont présenté des défauts.

De nombreuses mesures de dégagement de gaz de fission et de pression ont montré que des cavités pour gaz de fission n'étaient pas nécessaires. Au cours d'accidents postulés, les températures de la gaine pouvaient monter et les contraintes extérieures baisser. Afin d'évaluer les déformations de la gaine (renflement) et la probabilité des défaillances, on a cherché à étendre la connaissance des facteurs influant sur la résistance du Zircaloy. On a incorporé cette connaissance aux codes de prédiction et on l'a utilisée pour évaluer les conséquences des accidents hypothétiques.

Le développement futur aura surtout pour objectif de prouver que les grappes actuellement utilisées conviendront, avec quelques modifications secondaires, pour les combustibles de thorium.

(Egalement disponible en français sous le numéro AECL-7766F)

CANDU FUEL: PAST, PRESENT AND FUTURE

ABSTRACT

The direction of CANDU (CANada Deuterium Uranium) fuel development was set in 1957 with the decision to build pressure tube reactors. Short - 50 cm long - rodded bundles of natural UO_2 clad in Zircaloy were adopted to facilitate on-power fuelling to improve uranium utilization.

Progressive improvements were made during 25 years of development, involving 650 man years and 180 million dollars. Thermalhydraulic studies showed more power could be extracted by increasing the number of fuel rods to the present 37. Mixing between coolant subchannels, originally promoted by a spiral wire wrap, was found to be satisfactory if brazed spacers were inserted to maintain rod-to-rod spacing. The latter change, combined with the use of resistance force-welds, rather than fusion-welding, to attach end caps, reduced the amount of zirconium and led to manufacturing economies.

Today's CANDU bundle is based on the knowledge gained from extensive irradiation testing and experience in power reactors. Over 1 000 individual rods, some highly instrumented, and 400 bundles were irradiated and inspected. Pioneering achievements were made in defining UO_2 operating temperatures, UO_2 structural changes, fission gas release, rod dimensional changes, Zircaloy corrosion and hydriding, and the mechanisms and prevention of power ramping defects. The latter led to the present CANLUB design that features a thin graphite layer between cladding and pellet. Fuel performance in power reactors has been excellent; less than 0.2% of the bundles irradiated have had defects.

Extensive measurements of fission gas release and pressure showed that fission gas plenums were unnecessary. During postulated accidents, sheath temperatures could rise and the external restraint fall. To assess the resulting cladding strain (ballooning) and the probability of failure, a comprehensive

understanding of the factors affecting Zircaloy strength has been developed. This knowledge is incorporated in predictive codes and used to assess the consequences of hypothetical accidents.

The main thrust of future development is to demonstrate that the present bundle is suitable, with minor modifications, for thorium fuels.

1. INTRODUCTION

Our paper reviews the evolution of the present CANDU fuel bundle design through research on basic phenomena, irradiation testing, monitoring of power reactor performance, engineering development and manufacturing improvements. Reference to the more significant papers will acknowledge the important contributions made by many of the individuals involved in the program and suggest material for further reading. Future development will be indicated by description of on-going programs.

2. EVOLUTION OF FUEL DESIGN

Lewis' perception that economic nuclear power depends on low fuelling cost and hence on strict neutron economy, set the stage for the evolution of CANDU fuel [1]. The original fuel charge for the first CANDU, a 22 MW(e) Nuclear Power Demonstration (NPD) reactor, consisted of "wire-wrapped", 7-rod bundles [2] in the outer zone and 19-rod, wire-wrapped bundles in the centre of the core (Fig. 1). Using the performance feedback obtained on NPD, the 19-rod, wire-wrapped bundle was modified for the 200 MW(e) Douglas Point Reactor to improve the bundle's thermal performance. Subsequently, the spiral wire wrap, which promoted coolant mixing between subchannels, was replaced by brazed spacers and bearing pads with no effect on thermal efficiency. The Pickering bundle utilizes the same rod size as the Douglas Point bundle, but produces significantly more power in a 28-rod configuration. Finally, the Bruce and Gentilly 2 reactor bundles have the same overall dimensions (10 cm diameter, 50 cm long) as the Pickering bundle, but with 37-rods of reduced diameter are capable of producing up to 1 MW(th) each.

More power has been obtained from a unit volume of the reactor core by employing larger diameter bundles and progressively smaller rod diameters, but at some expense to the uranium-to-Zircaloy ratio (Fig. 1). We are trying to redress the latter by the use of thinner wall cladding and a bundle with variable diameter rods. (See Graded bundle in Fig. 1.)

Prominent features of the CANDU bundle are:

- 1) thin-walled collapsible cladding which ensures good fuel-to-clad contact conduction and minimizes fuel temperatures,

- 2) high-density UO_2 pellets which contribute to the dimensional stability needed for remote, on-power handling of fuel,
- 3) natural UO_2 with a UO_2 -to-Zircaloy mass ratio greater than 9.4:1 to promote neutron economy,
- 4) absence of plenums, and
- 5) simple bundle structure since the pressure tube supports the fuel bundle and all reactivity control mechanisms are external to the fuel channel.

Fabrication developments proceeded in parallel with the design evolution [2]. The original core load for NPD utilized inert gas fusion welding for both rod closure and bundle assembly. All subsequent fuel was manufactured using resistance welding for both end-cap to clad and end-plate to end-cap joints. This method of welding is fast, inexpensive, and lends itself to automation. Spacers and bearing pads are brazed in place. The emphasis is on improved productivity and process control through the use of automation and advances in machine control technology, such as microprocessors [3].

Design development requires testing of full scale assemblies to minimize the hydraulic resistance of the bundle as well as fuel vibration that could lead to fretting wear [2]. The design limits for heat removal are based on critical heat flux tests in high pressure steam and water loops. A recent study by Ahmad et al. used an electrically heated, 6 m long bundle to simulate a CANDU fuel channel [4].

As a result of designing to minimize parasitic neutron absorption, and developing efficient fabrication processes, the Canadian fuel industry reduced fuelling costs below "the 1 mill/kWh barrier" in the decade 1966 to 1976 as predicted by Mooradian and Robertson [5]. The current fuelling costs of the Ontario Hydro Pickering and Bruce reactors, which are slightly in excess of 2 mills/kWh, reflect both the increase in the price of uranium and inflation. The fabrication experience is extensive as Canadian industry had fabricated 395 000 bundles by the end of 1981.

3. DEVELOPMENT IN SUPPORT OF FUEL DESIGN

The CANDU fuel design is based on extensive irradiation testing of over 1 000 individual rods, some highly instrumented, and 400 bundles, some with demountable outer rods. The development over a 25 year period involved 650 professional man-years and 180 million dollars. Each professional is assisted, on average, by two technicians and two individuals from workshops and reactor operations.

The principles of fuel behaviour were quickly established by a semi-empirical approach that relied on simple models, realistic

test results and an understanding of the physical mechanisms. Equally important was the synergetic association of the engineers, who did the irradiation work, and the scientists, who studied the underlying mechanisms.

3.1 UO₂ operating temperature

The dominant variable that affects UO₂ behaviour is temperature, θ , which is a function of thermal conductivity, λ . Robertson et al. [6] showed how irradiation experiments could best be compared by calculation of the parameter "integrated thermal conductivity", $\int \lambda d\theta$, from fuel power. Our better current understanding of λ and the factors that affect it, have enabled us to derive computer models to calculate temperatures more precisely.

Calculation of fuel-to-clad heat transfer was based for many years on the classical relations developed by Ross and Stoute [7] in a laboratory study. Campbell et al. [8] devised an ingenious method of repeating the measurements in-reactor and confirmed their result when there was a gap between fuel and sheath, but showed that contact conductance was greater in-reactor than had been found in the laboratory.

3.2 Fuel expansion

CANDU fuel is designed with small clearances and UO₂ diametral expansion is intended to close the pellet-to-clad gap at partial power so that there is some elastic strain in the Zircaloy on reaching full power. This promotes good fuel-to-clad heat transfer.

Notley et al. [9] provided the first mechanistic model for UO₂ expansion on recognizing that the high temperature core of the pellet behaved plastically and interacted with the sheath through an elastic cracked region. The rate of power ramping was found to be important, since rapid ramps gave larger expansion as plastic flow and elimination of sintering porosity was reduced. Robertson et al. [10] made the first use of end-face dishes to minimize axial expansion.

Ross [11] was the first to demonstrate irradiation enhanced elimination of fine sintering porosity, a phenomenon that became important later when fuel densification caused some temporary operating restrictions in Light Water Reactors.

These phenomena are modelled in the one-dimensional fuel code, ELESIM [12], and the two-dimensional fuel code, ELESTRES [13]. Continuous in-reactor measurements of fuel dimensional changes [14] have shown that the expansion during first start-up is well understood, but that initial densification is rapid (Fig. 2). Relocation (ratchetting) of fuel fragments produces additional strain when the clad becomes freestanding.

3.3 Fission gas release

Lewis et al. provided many of the initial concepts that present theories encompass, such as irradiation induced trapping and resolution of fission gas [15]. Our current pragmatic approach is to use a single migration constant to calculate the rate of movement of gas from the centre of a grain to bubbles at a grain boundary [12]. The bubbles remain at the boundary growing until they touch or interlink to form tunnels. During power changes gas is released, presumably by cracks intersecting grain boundary pores or tunnels [16].

Gas release is thus dependent on grain size, on grain boundary sweeping that accompanies grain growth and on burnup (saturation of boundaries with bubbles). The model incorporates grain growth equations determined by measurements on UO_2 typical of current production. Comparison of model predictions with a large library of fission gas release measurements on experimental and power reactor fuel irradiations shows good agreement [12] (Fig. 3).

CANDU fuel rods do not contain a plenum void. The gas is contained in unfilled end-face dishing, radial cracks in the fuel and any residual axial clearance.

Fission product release to reactor containment is a potential concern, so current emphasis is on measurement of the release from failed fuel during normal operation or a temperature transient. MacDonald et al. [17] have studied the kinetics of the former by making accurate gamma spectrum analysis of the coolant flowing past failed rods. Hastings et al. [18] have studied intact fuel where the gases released from the UO_2 have been flushed from the rod with a helium sweep gas and conveyed to a gamma spectrometer for measurement. The release for xenons, kryptons and by inference for iodines was diffusion controlled in the linear power range, 45 to 60 kW/m. Transient effects on stable gas release were measured in a power ramp test [19], and measurements of radioactive release during a temperature transient are being assessed in a "sweep gas" test [20]. Comparison of results to a model based on physical phenomena suggests that the amount of grain boundary surface exposed by edge tunnels must be larger than expected to explain the large release of short-lived noble gases.

3.4 Corrosion and hydriding

Corrosion and hydriding of Zircaloy during irradiations in high temperature water is strongly dependent on the oxygen concentration in the water. Corrosion tests in the NRX and NRU reactors have demonstrated the importance of water chemistry in maintaining Zircaloy corrosion and hydriding within acceptable limits. Bain and LeSurf [21] showed that increasing the deuterium content in the primary coolant to greater than $5 \text{ cm}^3 \text{ D}_2/\text{kg D}_2\text{O}$ suppressed the dissolved oxygen and reduced Zircaloy corrosion. Patch type corrosion is avoided and low

corrosion assured by maintaining high pH at normal reducing conditions (5 to 10 cm³ D₂/kg, <5 µg O₂/kg D₂O, pH > 10 with LiOD). Deuterium absorption under these conditions is less than 200 mg D/kg Zr in about 500 days, which causes no problem [22].

CANDU reactors use carbon steel piping to connect the individual fuel channels to the boilers. The above coolant conditions were shown to minimize corrosion and correspond to a low solubility of magnetite. Under these conditions, the fuel surface remains clean, since magnetite deposition on the fuel surface is minimized, and heat transfer is unimpeded.

3.5 Fuel performance: criteria and remedial measures

The causes of fuel defects have been reviewed by Robertson [23]. Defects in CANDU fuel have been caused by power ramping, foreign body fretting and porosity in end caps or welds. However, 99.8% of the 280 000 bundles irradiated in CANDU reactors have performed satisfactorily (no defects). Most of the defects we experienced occurred in 1969-1972 at Douglas Point and Pickering Unit 1 and were attributed to power ramping. The defects either occurred during on-power fuelling or were due to incorrect sequencing of absorber rod movements in a region of the core having unusually high peak neutron flux. Analysis of the operational data from defective and intact fuel bundles led to FUELOGRAMS [24] which define defect thresholds and bundle defect probabilities in terms of the ramped power, power increase, burnup and dwell time.

Investigations of fuel defect mechanisms included laboratory studies of iodine stress-corrosion cracking (SCC) of Zircaloy cladding [25] and an in-reactor ramp test with previously irradiated cladding and new UO₂ pellets to minimize fission products [26]. The experimental evidence, although circumstantial, convinced us that the most likely defect mechanism was fission-product induced stress-corrosion cracking.

The effects of pellet shape, length-to-diameter ratio and end-face dishing, were studied by Carter [27]. He found that although cladding strains could be significantly reduced by changes in geometry, power ramp defects could still occur in rods with little overall strain.

CANLUB fuel has a thin coating of graphite or siloxane on the inside of the clad or on the pellet surface. Experimental irradiations of over 1 000 uncoated rods, 400 graphite CANLUB rods and 200 siloxane CANLUB rods showed that the CANLUB coatings increased power ramp thresholds by 5-35 kW/m depending on burnup. Other possible remedial measures tested [23] were less effective. Resistance to defects was optimized with graphite coatings greater than 3 µm [28]. Figure 4 indicates the defect threshold for DAG-154 type graphite CANLUB fuel rods and the fractions of fuel rods failed when power was ramped above the thresholds. The performance of siloxane CANLUB rods is at least as good as for thick graphite CANLUB. Graphite acts as a lubricant in-service

(reducing peripheral cracking of UO_2) but its marginal effect on stress intensity in the Zircaloy cladding means that protection against fission product attack [25] outweighs lubrication effects [29]. All current production fuel uses CANLUB, and power reactor performance has been excellent [30].

4. ADVANCED FUEL CYCLES

Advanced, uranium-conserving fuel cycles including $(U,Pu)O_2$, $(Th,U)O_2$, $(Th,Pu)O_2$ and $(Th,U,Pu)O_2$ are appropriate to neutron-economic CANDU reactors and will ensure long-term energy supply without the need to assimilate fast breeder technology [31]. We have built a recycle fuel fabrication laboratory and developed and qualified equipment and methods for the safe production of plutonium-containing fuels in appreciable quantities. For example, in 1980 we produced 540 $(U-0.5 \text{ wt\% Pu})O_2$ fuel rods, some of which have been fabricated into bundles and irradiated successfully in the NRU reactor.

Over the past 16 years we have irradiated 108 fuel bundles and 220 single rods of thoria-urania and urania-plutonia fuels [32]. A thoria version of the ELESIM fuel performance code predicts the observations satisfactorily.

5. FUEL SAFETY RELATED STUDIES

Fission product gases accumulating in cracks and the fuel-to-clad gap would provide a driving force for cladding strain during an accident. The release of both stable and radioactive fission products is discussed in an earlier section.

5.1 Mechanical properties and failure characteristics of Zircaloy

The attachment of appendages by brazing results in three zones of different structures and mechanical properties in the clad. Over 700 mechanical tests have provided data from which a microstructurally-based creep model has been derived. This work is summarized in a forthcoming paper [33]. Oxidation affects strain both by the strengthening of alpha-Zr by oxygen solution and the formation and cracking of the ZrO_2 layer. The rate of oxidation is presently calculated using parabolic laws for ramp-and-hold type temperature histories, but a more elaborate model [34] can be used to account for oxide precipitation during cooling cycles. Failure criteria have also been derived, based on strain localization (including that from oxide cracking), beryllium braze penetration, mechanical instability, etc. The codes are integrated into a fuel element model, ELOCA [35], and used to predict clad stress and strain during an accident.

5.2 Fuel element performance under accident conditions

The time-to-defecting of Zircaloy clad fuel elements operated at sheath temperatures between 500 and 1600°C has been defined in a series of experiments [36] performed under dryout and superheated steam conditions at pressures above 6 MPa (Fig. 5). The causes of failure appeared to be oxidation and embrittlement; some elements had a molten core of UO_2 which did not interact with the Zircaloy clad.

Out-reactor experiments using simulated fuel rods with an internal electrical heater have been used to study the potential effects of gravity on a horizontal rod (sag), and the effects of rod-to-rod mechanical interaction. The phenomenon of channel blockage by co-planar ballooning is also being studied.

High temperature accidents, where UO_2 -Zircaloy interaction and heat production due to $Zr-D_2O$ reaction would become important, are discussed in another paper at this conference [37].

In-reactor tests under depressurization (blowdown) conditions have been done using a vertical, water-cooled loop in NRX to develop the necessary instrumentation and experimental techniques to be used in a new steam-cooled loop. This will be capable of depressurization, and will be able to retain all the fission product inventory from one rod. We will therefore be able to research fuel behaviour and validate codes under conditions which could lead to severe fuel damage.

5.3 Modelling fuel performance

Our objective is to predict when fuel would fail during an accident and how much activity would be released. Individual physical phenomena that dictate the performance of a single fuel rod are modelled in codes such as ELESIM [12] and ELOCA [35]. These single rod codes are then interacted with a thermalhydraulics code so as to consider the fuel channel as a whole, and to assess the effects of coolant flow on rod temperature, rod deformation, and on radial and axial non-uniformities in temperature within the channel. The approach we have adopted [38] is to link existing codes into a single large structure. Since this is expensive to use, we are also developing a code with program logic so that only critical regions need be modelled in great detail, and the rest of the channel can be treated more simply.

6. SUMMARY

The demonstrated performance of CANDU fuel has been excellent with more than 99.8% of the 280 000 irradiated bundles performing satisfactorily. Canadian fuel fabricators have exploited the simple bundle design to achieve very low fabrication costs in producing over 395 000 bundles.

The proven design was based on an extensive irradiation testing and development program. Present programs will provide more comprehensive information on fuel behaviour during hypothetical accidents. Future development will focus on the fabrication and performance of thorium fuels.

REFERENCES

- [1] LEWIS, W.B., Designing Heavy Water Reactors for Neutron Economy and Thermal Efficiency, Atomic Energy of Canada Limited Rep. AECL-1063 (1961).
- [2] PAGE, R.D., Canadian Power Reactor Fuel, Atomic Energy of Canada Limited Rep. AECL-5609 (1976).
- [3] GACESA, M., QUARRINGTON, G.R., TARASUK, W.R., CARLICK, I.R., PAWLIW, J., MCGREGOR, G., DEBNAM, H.R., PROOS, L., CANDU Fuel Quality and How It Is Achieved, Atomic Energy of Canada Limited Rep. AECL-7061 (1980).
- [4] AHMAD, S.Y., NICKERSON, J.R., MIDVIDY, W.I., Critical Heat Flux Experiments In A Horizontal 37-Element Bundle Cooled by Water and Freon, paper 82-10/11, 7th Int. Heat Transfer Conf., Munich (1982).
- [5] MOORADIAN, A.J., ROBERTSON, J.A.L., CANDU fuelling costs - breaking the 1 mill/kWh barrier, Nucleonics 18 (1960) 60-64.
- [6] ROBERTSON, J.A.L., ROSS, A.M., NOTLEY, M.J.F., MACEWAN, J.R., Temperature distribution in UO_2 fuel elements, J. Nucl. Mat. 7 (1962) 225-262.
- [7] ROSS, A.M., STOUTE, R.L., Heat Transfer Between UO_2 and Zircaloy-2, Atomic Energy of Canada Limited Rep. AECL-1552 (1962).
- [8] CAMPBELL, F.R., BOURQUE, L.R., DESHAIES, R., NOTLEY, M.J.F., In-Reactor Measurement of Fuel-to-Sheath Heat Transfer Between UO_2 and Stainless Steel, Atomic Energy of Canada Limited Rep. AECL-5400 (1977).
- [9] NOTLEY, M.J.F., BAIN, A.S., ROBERTSON, J.A.L., The Longitudinal and Diametral Expansions of UO_2 Fuel Elements, Atomic Energy of Canada Limited Rep. AECL-2143 (1964).
- [10] ROBERTSON, J.A.L., BAIN, A.S., ALLISON, G.M., STEVENS, W.H., Irradiation Behaviour of UO_2 Fuel Elements, Atomic Energy of Canada Limited Rep. AECL-890 (1959).
- [11] ROSS, A.M., Irradiation behaviour of fission gas bubbles and sintering pores in UO_2 , J. Nucl. Mat. 30 (1969) 134-142.
- [12] NOTLEY, M.J.F., A computer code for predicting the performance of nuclear fuel elements, Nucl. Tech. 44 (1979) 445-450.
- [13] WONG, H.H., ALP, E., CLENDENING, W.R., TAYAL, M., JONES, L.R., ELESTRES: A finite element fuel model for normal operating conditions, to be published in Nuclear Technology.
- [14] FEHRENBACH, P.J., MOREL, P.A., In-Reactor Measurement of Clad Strain: Effect of Power History, Atomic Energy of Canada Limited Rep. AECL-6686 (1980).
- [15] LEWIS, W.B., MACEWAN, J.R., STEVENS, W.H., HART, R.G., Fission Gas Behaviour in UO_2 Fuel, Atomic Energy of Canada Limited Rep. AECL-2019 (1964).

- [16] NOTLEY, M.J.F., MacEWAN, J.R., Stepwise release of fission gas from UO_2 on reactor shutdown, Nucl. Appl. 2 (1966) 477-480.
- [17] MacDONALD, R.D., LIPSETT, J.R., The Behaviour of Defected Zircaloy Clad UO_2 Fuel Elements Irradiated at Linear Powers of 48 kW/m in Pressurized Water. Presented at IAEA Specialists' Meeting on Behaviour of Defected Zirconium Alloy Clad Ceramic Fuel in Water Cooled Reactors, Report IWGFPT/6, Chalk River Nuclear Laboratories (1979).
- [18] HASTINGS, I.J., HUNT, C.E.L., LIPSETT, J.J., Behaviour of Short-Lived Fission Products Within Operating UO_2 Fuel Elements. Presented at IAEA Specialists' Meeting on Water Reactor Fuel Element Performance Computer Modelling, Preston, (1982).
- [19] CAMPBELL, F.R., DESHAIES, R., NOTLEY, M.J.F., Transient Fission Gas Release Rates Within UO_2 Fuel Elements Following Power Increases, Atomic Energy of Canada Limited Rep. AECL-4912 (1974).
- [20] HASTINGS, I.J., HUNT, C.E.L., LIPSETT, J.J., GRAY, R.G., Transient Fission Product Release During Dryout in Operating UO_2 Fuel, to be presented at Int. Meeting on Thermal Reactor Nuclear Safety, Chicago, (1982).
- [21] BAIN, A.S., LeSURF, J.E., Oxidation and Hydriding of Zircaloy in NPD Reactor, Atomic Energy of Canada Limited Rep. AECL-3065 (1969).
- [22] URBANIC, V.F., GRAY, R.G., LISTER, D.H., A Review of In-Reactor Zircaloy Corrosion and Crud Deposition Experience at AECL, A report prepared by Chalk River under contract to Electric Power Research Institute, USA, Rep. NP-1254 (1980).
- [23] ROBERTSON, J.A.L., Nuclear Fuel Failures, Their Causes and Remedies (Proc. ANS/CNA Joint Topical Meeting on Commercial Fuel Technology, Toronto, 1975) ANS/CNA, Toronto (1975).
- [24] PENN, W.J., LO, R.K., WOOD, J.C., CANDU fuel, power ramp performance criteria, ANS Nuclear Technology 23 (1977) 63-79.
- [25] COX, B., WOOD, J.C., Iodine Induced Cracking of Zircaloy Fuel Cladding - A Review, The Electrochemical Society Symposium on Corrosion Problems, New York City (1974).
- [26] MacDONALD, R.D., HARDY, D.G., HUNT, C.E.L., "Unirradiated UO_2 in irradiated zirconium alloy cladding", ANS Transactions 17 216 (1973).
- [27] CARTER, T.J., Experimental investigation of various pellet geometries to reduce strains in zirconium alloy cladding, Nucl. Tech. 45 (1979) 166-176.
- [28] HARDY, D.G., BAIN, A.S., MEADOWCROFT, R.R., Performance of CANDU Development Fuel in the NRU Reactor Loops, (Proc. ANS Topical Meeting on Water Reactor Fuel Performance, St. Charles, Illinois 1977) ANS, St. Charles (1977).
- [29] WOOD, J.C., SURETTE, B.A., AITCHISON, I., CLENDENING, W.R., Pellet cladding interaction - evaluation of lubrication by graphite, J. Nucl. Mater. 88 (1980) 81-94.
- [30] McCONNELL, L.G., CANDU Operating Experience, paper no. IAEA-CN-42/68, IAEA Int. Conf. on Nuclear Power Experience, Vienna (1982).

- [31] CRITOPH, E., Alternative Breeder and Near-Breeder Systems, paper no. IAEA-CN-42/28, IAEA Int. Conf. on Nuclear Power Experience, Vienna (1982).
- [32] LANE, A.D., CARTER, T.J., CELLI, A., FEHRENBACH, P.J., HASTINGS, I.J., PALMER, B.J.F., ROSS, A.M., The Development of Recycle Fuels for CANDU Reactors, to be presented at the ENS/ANS Conference - The International Topical Meeting on Nuclear Fuel Cycles and Waste Disposal, Brussels, (1982).
- [33] SAGAT, S., SILLS, H.E., WALLSWORTH, J.A., Deformation and Failure of CANDU Fuel Sheaths Under LOCA Conditions, 6th Int. Conf. on Zirconium in the Nuclear Industry, Vancouver, B.C. (1982).
- [34] SAWATZKY, A., LEDOUX, G.A., JONES, S., Oxidation of Zirconium During a High-Temperature Transient, Atomic Energy of Canada Limited Rep. AECL-5880 (1977).
- [35] SILLS, H.E., ELOCA Fuel Element Behaviour During High-Temperature Transients, Atomic Energy of Canada Limited Rep. AECL-6357 (1979).
- [36] LANGMAN, V.J., MacDONALD, R.D., FEHRENBACH, P.J., Recent CANDU Transient Fuel Behaviour Data From Research Reactor Irradiations, CSNI Specialists' Meeting on Safety Aspects of Fuel Behaviour in Off-Normal and Accident Conditions, Helsinki (1980).
- [37] HANCOX, W.T., MENELEY, D.A., LOCA Consequence Predictions in a CANDU-PHWR, paper no. IAEA-CN-42/145, IAEA Int. Conf. on Nuclear Power Experience, Vienna (1982).
- [38] SILLS, H.E., ALLAN, J.D., Fuel Deformation/Thermalhydraulic Interaction During High Temperature Transients, IAEA Specialists' Meeting on Fuel Element Performance Computer Modelling (1982).

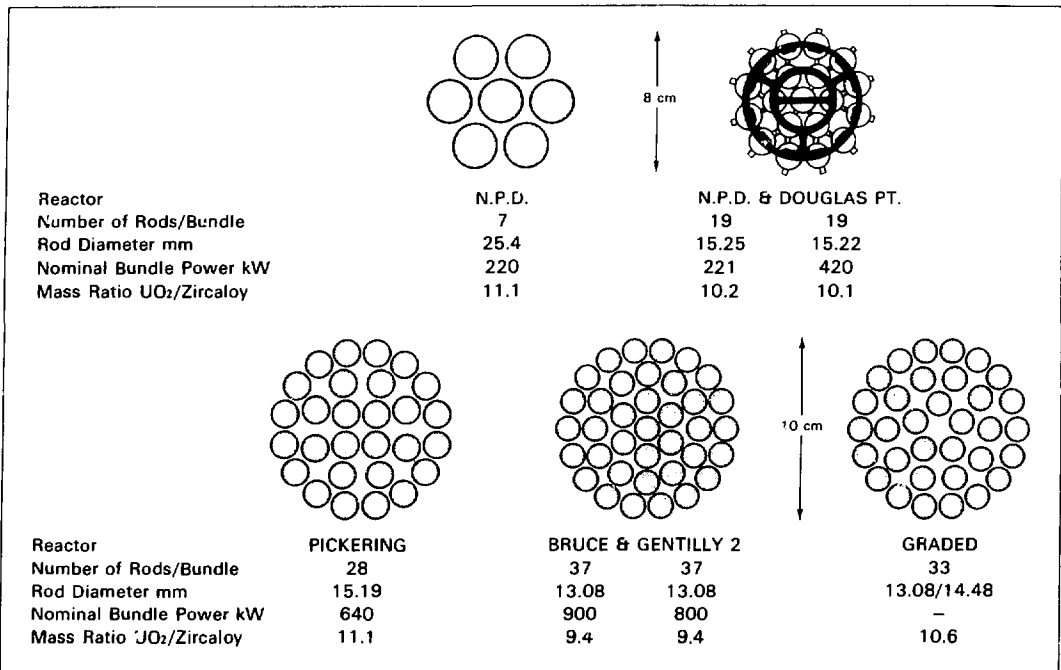


FIG. 1 CROSS SECTIONS OF CANDU POWER REACTOR FUEL BUNDLES. FUTURE DEVELOPMENT MAY INCLUDE THE USE OF THINNER TUBING IN THE 37-ROD DESIGN AND 'GRADED' ROD SIZES IN, FOR EXAMPLE, A 33-ROD CONFIGURATION. THE DOUGLAS POINT BUNDLE SHOWS END PLATE AND SPACER CONFIGURATION.

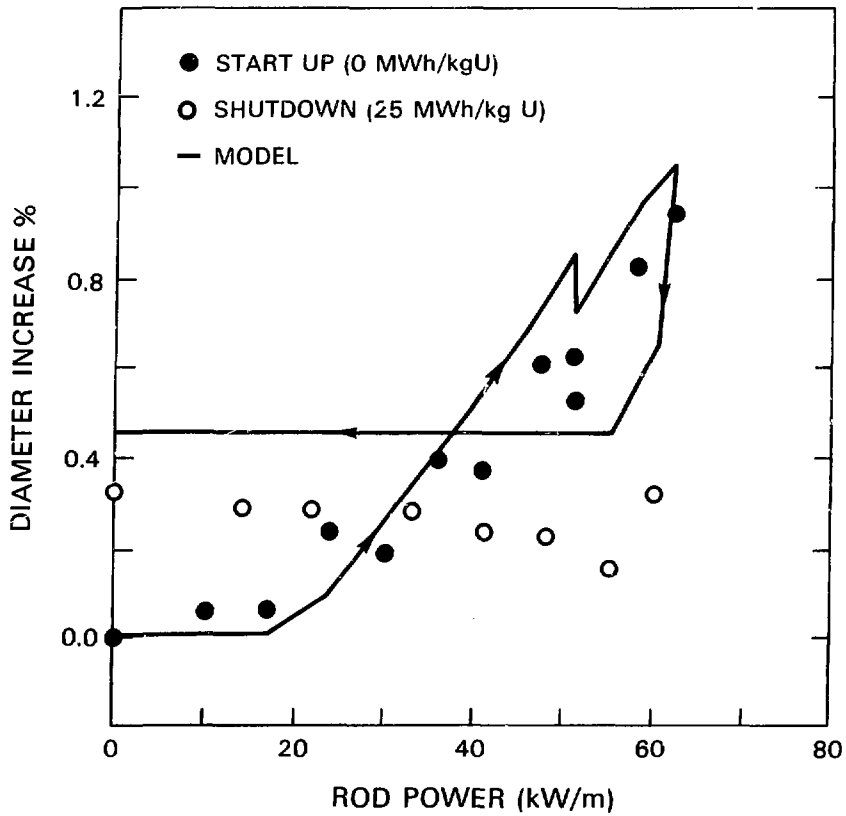


FIG. 2 COMPARISON OF DIAMETER INCREASES PREDICTED BY ELESTRES WITH THOSE MEASURED IN-REACTOR FOR STANDARD DENSITY (10^{-6} Mg/m^3), ZIRCALOY-CLAD, UO_2 FUEL ROD [14].

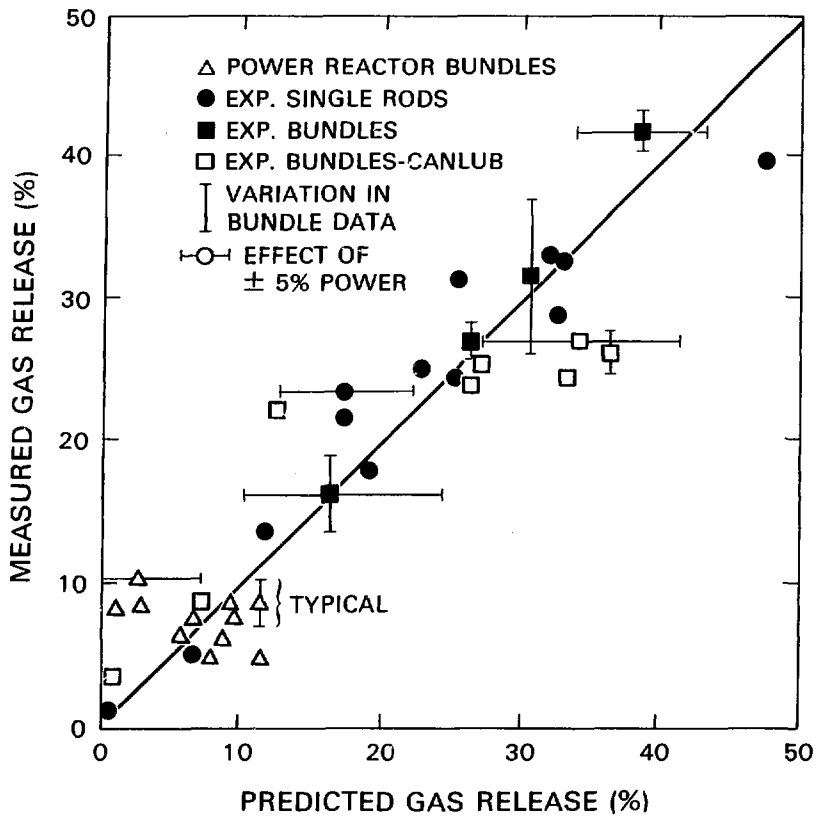


FIG. 3 MEASURED FISSION PRODUCT GAS RELEASE COMPARED TO PREDICTIONS OF ELESIM. THE COMPARISON IS FOR BOTH POWER REACTOR AND EXPERIMENTAL FUEL DATA.

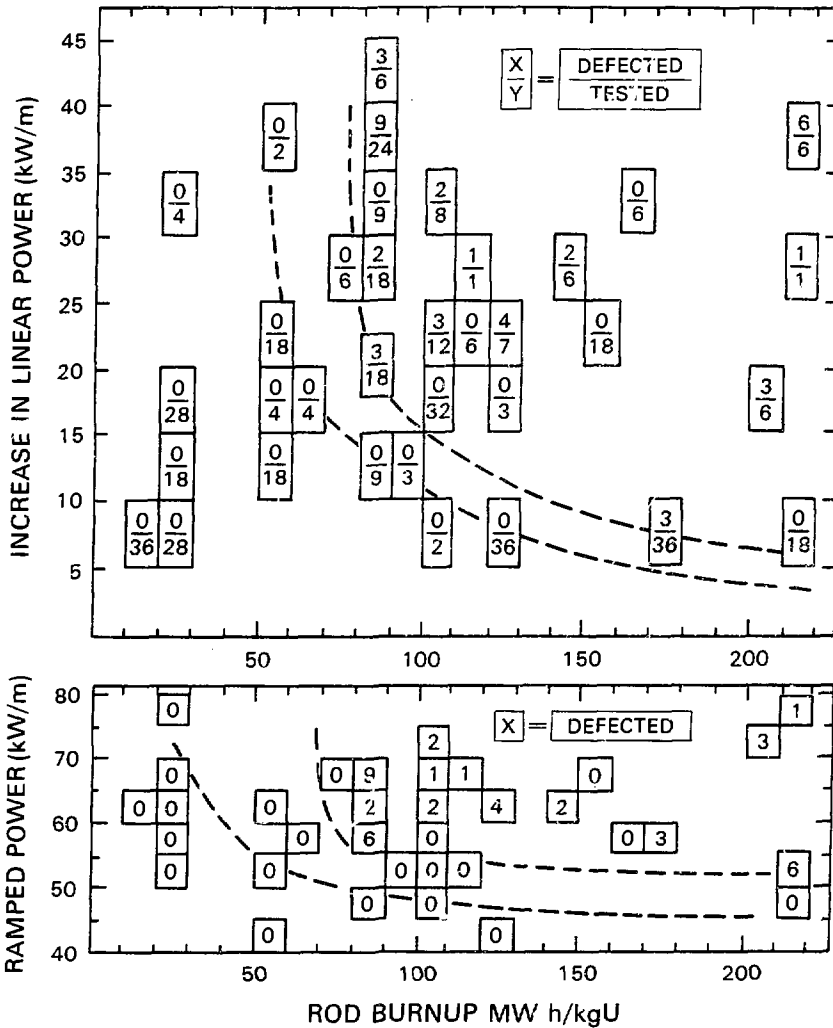


FIG. 4 THE RESULTS OF POWER RAMP TESTING OF 457 THIN, GRAPHITE, CANLUB, FUEL RODS IN THE NRU LOOPS. THE REGIONS BETWEEN THE DASHED LINES INDICATE POSSIBLE LOCATIONS OF DEFECT THRESHOLDS.

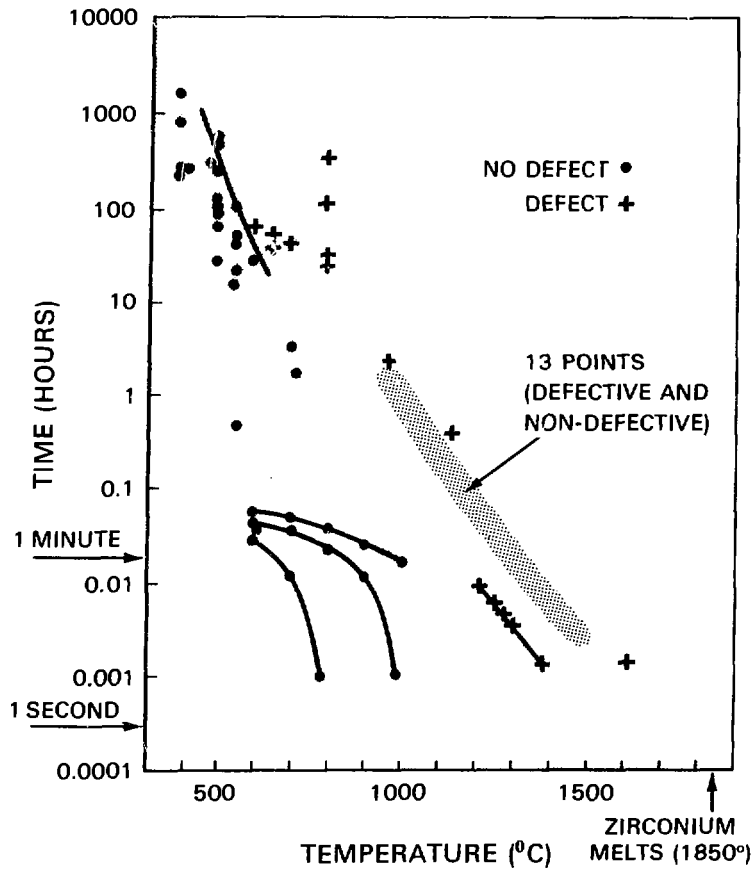


FIG. 5 CLAD TEMPERATURE VERSUS TIME TO DEFECT. RODS OPERATED AT CONDITIONS BELOW THE SHADED BAND DID NOT DEFECT.

ISSN 0067 - 0367

To identify individual documents in the series we have assigned an AECL- number to each.

Please refer to the AECL- number when requesting additional copies of this document

from

Scientific Document Distribution Office
Atomic Energy of Canada Limited
Chalk River, Ontario, Canada
K0J 1J0

Price \$2.00 per copy

ISSN 0067 - 0367

Pour identifier les rapports individuels faisant partie de cette série nous avons assigné un numéro AECL- à chacun.

Veillez faire mention du numéro AECL- si vous demandez d'autres exemplaires de ce rapport

au

Service de Distribution des Documents Officiels
L'Énergie Atomique du Canada Limitée
Chalk River, Ontario, Canada
K0J 1J0

Prix \$2.00 par exemplaire

AECL-7766F

**ATOMIC ENERGY
OF CANADA LIMITED**



**L'ÉNERGIE ATOMIQUE
DU CANADA LIMITÉE**

LE COMBUSTIBLE CANDU: PASSÉ, PRÉSENT, À VENIR
CANDU Fuel: Past, Present, and Future

J.R. MacEWAN, M.J.F. NOTLEY, J.C. WOOD et M. GACESA

Rapport IAEA-CN-42/143 présenté à la Conférence internationale de l'AIEA sur l'expérience avec
l'énergie nucléaire, à Vienne, les 13-17 septembre 1982.

(Also obtainable in English as AECL-7766)

Chalk River Nuclear Laboratories

Laboratoires nucléaires de Chalk River

Chalk River, Ontario

September 1982 septembre

Les rapports présentés par le Canada sont reproduits avec la permission de l'Agence internationale de l'énergie atomique et les auteurs. Ils comprennent :

IAEA-CN-42/36	AECL-7761F	IAEA-CN-42/145	AECL-7767F
IAEA-CN-42/68	AECL-7762F	IAEA-CN-42/146	AECL-7768F
IAEA-CN-42/141	AECL-7763F	IAEA-CN-42/147	AECL-7769F
IAEA-CN-42/91	AECL-7764F	IAEA-CN-42/28	AECL-7770F
IAEA-CN-42/142	AECL-7765F	IAEA-CN-42/47	AECL-7771F
IAEA-CN-42/143	AECL-7766F	IAEA-CN-42/148	AECL-7772F

L'ENERGIE ATOMIQUE DU CANADA LIMITEE

LE COMBUSTIBLE CANDU: PASSE, PRESENT, A VENIR

J.R. MacEwan, M.J.F. Notley et J.C. Wood
L'Energie Atomique du Canada
Limitée Société de recherche
Chalk River, Ontario
Canada

M. Gacesa
L'Energie Atomique du Canada
Limitée Société d'ingénierie
Mississauga, Ontario
Canada

Rapport IAEA-CN-42/143 présenté à la Conférence internationale de l'AIEA sur
l'expérience avec l'énergie nucléaire, à Vienne, les 13-17 septembre 1982.

(Also obtainable in English as AECL-7766)

Laboratoires nucléaires de Chalk River
Chalk River, Ontario
1982 septembre

AECL-7766F

ATOMIC ENERGY OF CANADA LIMITED

CANDU FUEL: PAST, PRESENT AND FUTURE

by

J.R. MacEwan, M.J.F. Notley, J.C. Wood and M. Gacesa

ABSTRACT

The direction of CANDU (CANada Deuterium Uranium) fuel development was set in 1957 with the decision to build pressure tube reactors. Short - 50 cm long - rodded bundles of natural UO₂ clad in Zircaloy were adopted to facilitate on-power fuelling to improve uranium utilization.

Progressive improvements were made during 25 years of development, involving 650 man years and 180 million dollars. Thermalhydraulic studies showed more power could be extracted by increasing the number of fuel rods to the present 37. Mixing between coolant subchannels, originally promoted by a spiral wire wrap, was found to be satisfactory if brazed spacers were inserted to maintain rod-to-rod spacing. The latter change, combined with the use of resistance force-welds, rather than fusion-welding, to attach end caps, reduced the amount of zirconium and led to manufacturing economies.

Today's CANDU bundle is based on the knowledge gained from extensive irradiation testing and experience in power reactors. Over 1 000 individual rods, some highly instrumented, and 400 bundles were irradiated and inspected. Pioneering achievements were made in defining UO₂ operating temperatures, UO₂ structural changes, fission gas release, rod dimensional changes, Zircaloy corrosion and hydriding, and the mechanisms and prevention of power ramping defects. The latter led to the present CANLUB design that features a thin graphite layer between cladding and pellet. Fuel performance in power reactors has been excellent; less than 0.2% of the bundles irradiated have had defects.

Extensive measurements of fission gas release and pressure showed that fission gas plenums were unnecessary. During postulated accidents, sheath temperatures could rise and the external restraint fall. To assess the resulting cladding strain (ballooning) and the probability of failure, a comprehensive understanding of the factors affecting Zircaloy strength has been developed. This knowledge is incorporated in predictive codes and used to assess the consequences of hypothetical accidents.

The main thrust of future development is to demonstrate that the present bundle is suitable, with minor modifications, for thorium fuels.

(Also obtainable in English as AECL-7766)

Chalk River Nuclear Laboratories
Chalk River, Ontario
1982 September

AECL-7766 F

LE COMBUSTIBLE CANDU: PASSE, PRESENT, A VENIR

RESUME

L'orientation au développement du combustible CANDU (CANada Deutérium Uranium) fut fixée en 1957 lorsqu'on décida de construire des réacteurs à tubes de force. On adopta un concept de grappes de combustible courtes - 50 cm de long - constituées de barres d' UO_2 naturel revêtues d'une gaine en Zircaloy, afin de faciliter le rechargement en cours de marche et améliorer ainsi l'utilisation de l'uranium.

Au cours de 25 années de développement, on a progressivement amélioré ce concept, y consacrant 650 années-hommes et 180 millions de dollars. Des études thermohydrauliques révélèrent qu'on pouvait obtenir davantage de puissance en augmentant le nombre des barres de combustible à ce qu'il est actuellement: 37. Le mélange du caloporteur entre les sous-canaux de caloportage, à l'origine amélioré par une bobine de fil métallique, s'est révélé satisfaisant si on introduit des cales d'écartement brasées afin de maintenir l'espacement entre les barres. Cette dernière modification, combinée à la soudure par résistance, plutôt que par fusion, pour fixer les embouts d'extrémité, a réduit la quantité de zirconium utilisée et a entraîné des économies de fabrication.

Aujourd'hui, les grappes CANDU bénéficient de l'expérience acquise résultant d'essais d'irradiation et de leur utilisation étendus dans les réacteurs électrogènes. Plus de 1 000 barres particulières, certaines munies de nombreux instruments, et 400 grappes, ont été irradiées et inspectées. On a obtenu des résultats d'avant-garde en déterminant les températures de travail et les variations structurales de l' UO_2 , le dégagement des gaz de fission, les changements de dimensions des grappes, la corrosion et l'hydruration du Zircaloy, et les mécanismes, et la prévention des défauts dus à la rampe de puissance. Ces derniers ont amené au concept actuel CANLUB dans lequel une mince couche de graphite est intercalée entre la gaine et la pastille. La performance du combustible dans les réacteurs électrogènes a été

excellente; moins de 0.2% des grappes irradiées ont présenté des défauts.

De nombreuses mesures de dégagement de gaz de fission et de pression ont montré que des cavités pour gaz de fission n'étaient pas nécessaires. Au cours d'accidents postulés, les températures de la gaine pouvaient monter et les contraintes extérieures baisser. Afin d'évaluer les déformations de la gaine (renflement) et la probabilité des défaillances, on a cherché à étendre la connaissance des facteurs influant sur la résistance du Zircaloy. On a incorporé cette connaissance aux codes de prédiction et on l'a utilisée pour évaluer les conséquences des accidents hypothétiques.

Le développement futur aura surtout pour objectif de prouver que les grappes actuellement utilisées conviendront, avec quelques modifications secondaires, pour les combustibles de thorium.

1. INTRODUCTION

Cette communication considère l'évolution du concept actuel des grappes de combustible CANDU depuis la recherche sur les phénomènes de base, les essais d'irradiation, le contrôle de la performance du réacteur électrogène, le développement technique et les améliorations de la fabrication. Les renvois aux publications plus importantes reconnaissent les importantes contributions de ceux, et ils sont nombreux, qui participèrent au programme et suggèrent la lecture d'autres documents. La description des programmes en cours donnera une idée du développement futur.

2. EVOLUTION DU CONCEPT DU COMBUSTIBLE

Le principe, énoncé par Lewis, selon lequel l'énergie nucléaire économique dépend de faibles coûts de combustible et, par conséquent, d'une stricte économie neutronique, a régi l'évolution du combustible CANDU [1]. La charge de combustible originale pour le premier CANDU, un réacteur électrogène de démonstration de 22 MW(e) (NPD), consistait en des grappes de 7 barres embobiné de fil métallique [2] dans la zone périphérique et en des grappes de 19 barres embobiné de fil métallique au centre du coeur (Fig. 1). Grâce aux données de performance obtenues pour NPD, la grappe de 19 barres embobiné de fil métallique fut modifiée pour le réacteur de 200 MW(e) de Douglas Point afin d'améliorer la performance thermique des grappes. Ensuite, l'enveloppe en spirale, qui améliorerait le mélange du caloporteur entre sous-canaux, fut remplacée par des cales d'écartement et d'appui brasées sans que l'efficacité thermique soit influencée. La grappe de Pickering utilise des barres de mêmes dimensions que celle de Douglas Point, mais elle produit une puissance notablement plus élevée avec une configuration de 28 barres. Enfin, les grappes de Bruce et de Gentilly 2 ont les mêmes dimensions (10 cm de diamètre, 50 cm de long) que les

grappes de Pickering, mais chacune d'entre elles comporte 37 barres d'un diamètre réduit et peut produire jusqu'à 1 MW(th).

On a obtenu davantage de puissance par unité de volume du coeur du réacteur en utilisant des grappes de diamètre plus élevé et des diamètres de barre progressivement moindres, mais en sacrifiant quelque peu le rapport uranium-Zircaloy (Fig. 1). On tente de compenser ceci en se servant d'une gaine plus mince et de grappes formées de barres à diamètre variable. (Voir grappe à barres de diamètre différent Fig. 1.)

Les caractéristiques principales des grappes CANDU sont:

- 1) une gaine mince déformable assurant une bonne conduction par contact combustible-gaine et minimisant les températures du combustible;
- 2) des pastilles d' UO_2 à densité élevée contribuant à la stabilité dimensionnelle nécessaire pour la manutention télécommandée, et en cours de marche, du combustible;
- 3) de l' UO_2 naturel et un rapport de masse UO_2 -Zircaloy supérieur à 9.4:1 favorisant l'économie neutronique;
- 4) l'absence de volumes libres (plénums) pour accommoder le dégagement de gaz de fission, et
- 5) une structure de grappe simple puisque les tubes de force supportent les grappes de combustible et que tous les mécanismes de réglage de réactivité sont situés à l'extérieur des canaux de combustible.

La fabrication a évolué en même temps que le concept [2]. Pour la charge du coeur originale du NPD, on employait le soudage par fusion sous gaz inerte pour fermer les barres et l'assemblage des grappes. On a ensuite fabriqué tout le combustible en employant le soudage par résistance pour les joints entre l'embout d'extrémité et la gaine et entre la plaque d'extrémité et l'embout. Cette méthode de soudage est rapide, économique et se prête à l'automatisation. Les cales d'écartement et d'appui sont brasées en place. On cherche surtout une meilleure productivité et un meilleur contrôle des procédés en ayant recours à l'automatisation et aux progrès réalisés en technologie de commande des machines, tels que les microprocesseurs [3].

Le développement du concept demande l'essai d'ensembles en grandeur réelle afin de minimiser la résistance hydraulique des grappes et la vibration du combustible qui pourraient provoquer une usure par frottement [2]. Les limites du concept, en ce qui concerne l'élimination de la chaleur, sont établies à partir des essais au flux de chaleur critique dans des boucles d'eau et de vapeur à haute pression. Une récente étude, par Ahmad et autres, a utilisé une grappe de 6 mètres de long, chauffée électriquement, pour simuler un canal de combustible CANDU [4].

L'industrie canadienne du combustible parvint, grâce à ses efforts pour minimiser l'absorption neutronique parasitaire et pour mettre au point des procédés de fabrication efficaces, à amener le coût de chargement du combustible au-dessous de la "limite de 1 mill/kWh" au cours de la période 1966-1976, comme l'avait prévu Mooradian et Robertson [5]. Les coûts actuels de chargement du combustible pour les réacteurs d'Hydro-Ontario à Pickering et à Bruce dépassent de peu 2 mills/kWh du fait de l'augmentation du prix de l'uranium et de l'inflation. L'industrie canadienne, qui avait fabriqué 395 000 grappes à la fin de 1981, a acquis une vaste expérience.

3. DEVELOPPEMENT A L'APPUI DU CONCEPT DE COMBUSTIBLE

Le concept de combustible CANDU est basé sur des essais d'irradiation complets de plus de 1 000 barres, dont certaines sont munies de nombreux instruments, et de 400 grappes, dont quelques-unes comportent des barres périphériques démontables. Le développement, portant sur 25 ans, a coûté 650 années-hommes (ingénieurs) et 180 millions de dollars. Chaque ingénieur est assisté, en moyenne, par deux techniciens et deux ouvriers des ateliers ou des opérations pour réacteurs.

On établit rapidement les principes du comportement du combustible grâce à une approche semi-empirique basée sur des modèles simples, des résultats d'essais réalistes et une bonne compréhension des mécanismes physiques. L'association synergétique des ingénieurs qui effectuèrent les travaux d'irradiation, et des scientifiques qui étudièrent les mécanismes sous-jacents, fut tout aussi importante.

3.1 Température de fonctionnement de l' UO_2

La variable dominante influençant le comportement de l' UO_2 est la température, θ , qui est fonction de la conductivité thermique, λ . Robertson et autres [6] ont montré comment on peut comparer les expériences d'irradiation en calculant le paramètre de "conductivité thermique intégrée" $\int \lambda d\theta$, à partir de la puissance nominale. On comprend mieux, maintenant, λ et les facteurs qui l'influencent, ce qui nous a permis d'en tirer des modèles informatiques pour calculer les températures avec avantage de précision.

Le calcul du transfert de la chaleur du combustible à la gaine fut fondé, pendant de nombreuses années, sur les relations classiques établies par Ross et Stoute [7] à la suite d'une étude en laboratoire. Campbell et autres [8] ont créé une ingénieuse méthode pour répéter les mesures dans le réacteur et ont confirmé leurs résultats lorsqu'un espace existe entre le combustible et la gaine, mais ont montré que la conductance de contact est plus élevée dans le réacteur que celle qu'on trouve en laboratoire.

3.2 Dilatation du combustible

Dans la conception du combustible CANDU, on prévoit des tolérances diamétrales menues et une dilatation radiale de l' UO_2 pour compenser le vide entre les pastilles et la gaine à une puissance partielle si bien que le Zircaloy subit une certaine déformation élastique lorsqu'on atteint la puissance maximum. Ceci favorise un bon transfert de la chaleur du combustible à la gaine.

Notley et autres [9] ont établi le premier modèle mécanistique pour la dilatation de l' UO_2 en se rendant compte que le centre à température élevée des pastilles se comportait plastiquement et réagissait avec la gaine par l'intermédiaire d'une zone fissurée élastique. La vitesse de rampe de puissance s'est révélée importante, puisque les rampes rapides ont provoqué une dilatation plus importante du fait que l'écoulement plastique et l'élimination de la porosité de frittage étaient réduites. Robertson et autres [10] furent les premiers à utiliser des cavités de face d'extrémité pour minimiser la dilatation axiale.

Ross [11] fut le premier à démontrer l'élimination, favorisée par l'irradiation, de la porosité de frittage fin, un phénomène qui se révéla important plus tard quand la densification du combustible provoqua certaines restrictions d'exploitation temporaires dans les réacteurs à eau légère.

On modèlera ces phénomènes dans le code de combustible unidimensionnel, ELESIM [12], et dans le code de combustible bidimensionnel ELESTRES [13]. Des mesures continues des variations de dimensions du combustible effectuées dans le réacteur [14] ont montré que la dilatation lors de la première mise en marche est bien comprise, mais que la densification initiale est rapide (Fig. 2). Le changement de place (engrènement) des fragments de combustible entraîne une déformation supplémentaire lorsque la gaine n'est plus supportée.

3.3 Émissions de gaz de fission

Lewis et autres fournirent une grande partie des concepts d'origine que comprennent les théories existantes, telles que la capture et la dissolution du gaz de fission [15] provoquées par l'irradiation. Notre approche pragmatique actuelle consiste à avoir recours à une seule constante de migration dans le calcul de la vitesse de déplacement du gaz depuis le centre d'un grain jusqu'aux bulles au joint de grains [12]. Les bulles demeurent au joint, croissant jusqu'à ce qu'elles se touchent ou se joignent entre elles pour former des tunnels. On présume que le gaz s'échappe, lors des variations de puissance, par les tunnels ou les pores au joint des grains, qu'intersectent les fissures [16].

Les émissions de gaz sont donc fonction de la grosseur des grains, du balayage des joints de grains qui accompagne la croissance des grains et de la taux de combustion (saturation des joints par les bulles). Le modèle incorpore les équations de croissance des grains déterminées par les mesures relatives à l' UO_2 -type produit actuellement. On note une bonne concordance entre les prédictions du modèle et une vaste série de mesures

d'émissions de gaz de fission effectuées lors de l'irradiation du combustible expérimental et du combustible de réacteurs de puissance [12] (Fig. 3).

Les barres de combustible CANDU ne comportent pas de plénums à gaz de fission. Le gaz est contenu dans les cavités non remplies de la face d'extrémité des pastilles, les fissures radiales du combustible et tout jeu axial résiduel.

L'émission des produits de fission dans l'enceinte de confinement du réacteur est un sujet de préoccupation possible et, par conséquent, on se consacre actuellement à mesurer l'émission provenant de la rupture du combustible au cours du fonctionnement normal ou au cours d'une variation transitoire de température. MacDonald et autres [17] ont étudié la cinétique pour le premier cas à l'aide d'analyses précises du spectre gamma de l'écoulement du caloporteur le long des barres rompues. Hastings et autres ont étudié le combustible intact lorsque les gaz émis par l' UO_2 ont été chassés des barres par gaz (hélium) de balayage et acheminés vers un spectromètre à rayons gamma, pour mesures. On a contrôlé par diffusion, dans l'éventail de puissance linéaire de 45 et 60 kW/m, les émissions de xénon, de krypton et, par déduction, d'iode. On a mesuré les effets transitoires sur les émissions de gaz stable lors d'un essai de rampe de puissance [19] et on évalue actuellement les mesures d'émission radioactive au cours d'un transitoire de température dans un essai de "gaz de balayage" [20]. La comparaison des résultats avec le modèle basé sur les phénomènes physiques permet de penser que la surface des joints de grains exposée par les tunnels de bords doit être plus considérable qu'on le pensait étant donné l'importance de l'émission de gaz nobles dont la période est très courte.

3.4 Corrosion et hydruration

La corrosion et l'hydruration du Zircaloy lors d'irradiations dans l'eau à haute température dépend beaucoup sur la concentration d'oxygène dans l'eau. Les essais de corrosion dans les réacteurs NRX et NRU ont prouvé l'importance de la chimie de l'eau pour maintenir la corrosion et l'hydruration du Zircaloy dans des limites acceptables. Bain et LeSurf [21] ont montré qu'en augmentant la concentration en deutérium du caloporteur primaire à plus de $5 \text{ cm}^3 \text{ D}_2/\text{kg D}_2\text{O}$, on supprime l'oxygène et on réduit la corrosion du Zircaloy. On évite la corrosion par endroits et on s'assure que la corrosion reste faible en maintenant un pH élevé dans des conditions réductrices normales ($5 \text{ à } 10 \text{ cm}^3 \text{ D}_2/\text{kg}$, $< 5 \text{ } \mu\text{g O}_2/\text{kg D}_2\text{O}$, $\text{pH} > 10$ avec LiOD). L'absorption de deutérium dans ces conditions est moins que $200 \text{ mg D}/\text{kg Zr}$ en environ 500 jours, ce qui ne cause aucune difficulté [22].

On utilise, dans les réacteurs CANDU, du tuyautage en acier de carbone pour relier les canaux de combustible aux générateurs de vapeur. Les conditions du caloporteur données ci-dessus minimisent la corrosion et correspondent à une faible

solubilité de la magnétite. Dans ces conditions, la surface du combustible reste propre, puisque le dépôt de magnétite sur la surface du combustible est minimisé et que le transfert de la chaleur est libre.

3.5 Performance du combustible: Critères et remèdes

Robertson a étudié les causes des défauts du combustible [23]. Les défauts du combustible CANDU ont été causés par les rampes de puissance, l'usure par frottement par des corps étrangers et la porosité dans les embouts ou les soudures. Toutefois, 99.8% des 280 000 grappes irradiées dans les réacteurs CANDU ont fonctionné de façon satisfaisante (sans défauts). La plupart des défauts rencontrés se sont produits entre 1969-1972 à Douglas Point et au réacteur 1 de Pickering; ils étaient dus aux rampes de puissance. Les défauts se sont produits soit lors du rechargement de combustible en marche ou étaient dus à une séquence incorrecte des mouvements des barres absorbantes dans une partie du coeur du réacteur ayant une pointe de flux neutronique anormalement élevée. L'analyse des données d'exploitation provenant des grappes de combustible intactes et de grappes défectueuses ont produit les schémas FUELOGRAMS [24] qui définissent le seuil et les probabilités de défectuosité des grappes en fonction des rampes de puissance, de l'augmentation de puissance, de la taux de combustion et du temps de résidence.

Les recherches sur les mécanismes de défectuosité du combustible comprennent les études en laboratoire de la fissuration par corrosion-contraintes dues à l'iode (SCC) des gaines en Zircaloy [25] et les essais de rampe de puissance dans le réacteur avec gaines déjà irradiées mais contenant de nouvelles pastilles d' UO_2 afin de minimiser les produits de fission [26]. Bien que les preuves découlant des expériences ne soient pas concluantes, nous avons la conviction que le mécanisme le plus susceptible de provoquer des défauts est la fissuration par corrosion-contraintes dues aux produits de fission.

Carter [27] a étudié les effets de la forme des pastilles, du rapport longueur-diamètre, et des cavités de face d'extrémité. Il a trouvé que, bien qu'on puisse réduire considérablement la déformation de la gaine en changeant sa géométrie, les défauts provenant de rampes de puissance peuvent toujours se produire dans les barres avec une faible déformation d'ensemble.

Le combustible CANLUB comporte une fine couche de graphite ou de siloxane à l'intérieur de la gaine ou à la surface des pastilles. Les irradiations expérimentales de plus de 1 000 barres ne comportant pas cette couche, de 400 barres CANLUB revêtues de graphite et de 200 barres CANLUB revêtues de siloxane ont montré que les revêtements utilisés pour CANLUB augmentaient les seuils de rampe de puissance de 5 à 35 kW/m lors de la taux de combustion. D'autres remèdes possibles mis à l'essai ont été moins efficaces. Les revêtements de graphite de plus de 3 μm [28] ont optimisé la résistance aux défauts. La figure 4 indique le seuil des défauts pour les barres de combustible CANLUB

revêtues de graphite type DAG-154 et la quantité de barres défectueuses quand la rampe de puissance dépasse les seuils. La performance des barres CANLUB revêtues de siloxane est au moins aussi bonne que celles des barres revêtues d'une couche épaisse de graphite. Le graphite joue le rôle d'un lubrifiant lors du fonctionnement (et réduit la fissuration périphérique de l' UO_2) mais du fait de ses effets marginaux sur l'intensité des contraintes dans la gaine en Zircaloy, la protection qu'il offre contre les produits de fission [25] l'emporte sur son action lubrifiante [29]. Tout le combustible fabriqué actuellement utilise CANLUB et la performance des réacteurs électrogènes s'est révélée d'être excellente [30].

4. CYCLES DE COMBUSTIBLE AVANCES

Les cycles de combustible avancés économisant l'uranium et comprenant $(U,Pu)O_2$, $(Th,U)O_2$, $(Th,Pu)O_2$ et $(Th,U,Pu)O_2$ sont appropriés aux réacteurs CANDU à économie de neutrons et ils assureront une source d'énergie à long terme sans besoin d'assimiler la technologie des surrégénérateurs [31]. Nous avons construit un laboratoire de fabrication du combustible recyclé et aussi développé et qualifié l'équipement et les méthodes pour produire en toute sûreté des combustibles contenant du plutonium en quantités appréciables. Par exemple, nous avons fabriqué, en 1980, 540 barres de combustible $(U-0.5\% \text{ pds } Pu)O_2$, dont certaines ont été réunies en grappes et irradiées avec succès dans le réacteur NRU.

Au cours des 16 dernières années, nous avons irradié 108 grappes de combustible et 220 barres de combustible bioxyde de thorium-uranium et d'uranium-plutonium [32]. Une version pour bioxyde de thorium du code de performance du combustible ELESIM prédit les observations de façon satisfaisante.

5. ETUDES RELATIVES A LA SURETE DU COMBUSTIBLE

Les produits de fission gazeux s'accumulant dans les fissures et dans le jeu entre le combustible et la gaine pourraient provoquer des déformations de la gaine lors d'un accident. L'émission de produits de fission radioactifs stables ou instables, fait l'objet d'un chapitre précédent.

5.1 Propriétés mécaniques et caractéristiques de défaillance du Zircaloy

La fixation d'accessoires par brasage crée trois zones de structure et de propriétés différentes dans la gaine. On a obtenu des données, après plus de 700 essais mécaniques, à partir desquelles on a établi un modèle de fluage basé sur la microstructure; une communication en cours de préparation fait sommaire de ces travaux [33]. L'oxydation influence les déformations à la fois par le renforcement de l' α -Zr par solution de l'oxygène et par la formation et fissuration de la couche de ZrO_2 . On calcule actuellement la vitesse d'oxydation

en faisant appel aux lois paraboliques s'appliquant aux températures du type rampe et maintien enregistrées antérieurement, mais on peut aussi utiliser un modèle plus complexe [34] pour expliquer la précipitation des oxydes au cours des cycles de refroidissement. On a également tiré les critères de défaillance en se basant sur la localisation des déformations (y compris celles provenant de la fissuration par les oxydes), la pénétration des brasures au béryllium, l'instabilité mécanique, etc. Les codes sont intégrés dans un modèle d'élément de combustible, ELOCA [35], et utilisés pour prédire les contraintes et les déformations lors d'un accident.

5.2 Performance des éléments de combustible dans les conditions résultant d'un accident

Le temps qu'il faut pour qu'un élément de combustible revêtu de Zircaloy, utilisé à des températures de gaine comprises entre 500 et 1 600°C, devienne défectueux a été établi grâce à une série d'expériences [36] effectuées dans des conditions d'assèchement et lorsque la vapeur est surchauffée, à des pressions dépassant 6 MPa (Fig. 5). Les causes de défaillance semblent être l'oxydation et la fragilisation; quelques éléments se sont révélés avoir un noyau d'UO₂ fondu ne réagissant pas avec la gaine en Zircaloy.

On a eu recours à des expériences effectuées hors-réacteur et utilisant des barres de combustible factices, chauffées par un réchauffeur électrique interne, pour étudier les effets possibles de la gravité sur les barres horizontales (fléchissement) et les effets de l'interaction mécanique des barres. On étudie également le phénomène de blocage des canaux résultant du ballonnement coplanaire.

Une autre communication, présentée à cette conférence [37] traite des accidents à hautes températures auxquelles l'interaction Zircaloy-UO₂ et le dégagement de chaleur due à la réaction Zr-D₂O deviendraient importants.

On a effectué des essais en réacteur dans des conditions de dépressurisation (purge) dans une boucle verticale refroidie à l'eau du NRX afin de mettre au point l'instrumentation et les techniques expérimentales qu'on utilisera dans une nouvelle boucle refroidie à la vapeur. Cette boucle sera capable de supporter la dépressurisation tout en retenant tous les produits de fission d'une barre. Nous pourrions donc étudier le comportement du combustible et valider les codes dans des conditions qui provoqueraient de sérieuses avaries de combustible.

5.3 Modélisation de la performance du combustible

Notre but est de prédire quand les défaillances de combustible se produiraient lors d'un accident et l'importance des émissions radioactives. On modèle les phénomènes physiques indépendants qui régissent la performance d'une barre dans ELESIM [12] et ELOCA [35]. On fait ensuite réagir ces codes pour une seule barre avec un code de thermohydraulique afin de considérer

l'ensemble d'un canal de combustible et d'évaluer les effets de l'écoulement du caloporteur sur la température des barres, leur déformation et sur la non-uniformité radiale et axiale de la température à l'intérieur du canal. L'approche adoptée [38] consiste de relier les codes existants en une seule structure de grandes dimensions. Son utilisation étant coûteuse, on développe également un code avec logique de programme pour que seules les régions critiques puissent être modélisées d'une façon très précise et avec beaucoup de détails. Ceci nous aiderait à traiter plus simplement le reste du canal.

6. RESUME

La performance du combustible CANDU est excellente, 99.8% des 280 000 grappes irradiées s'étant comportées de manière satisfaisante. Les fabricants du combustible canadien ont exploité un concept de grappe simple afin d'obtenir de faibles coûts de fabrication pour plus de 395 000 grappes.

Le concept, qui a fait ses preuves, est basé sur un vaste programme de développement et d'essais d'irradiation. Les programmes actuels fourniront des données plus complètes sur le comportement du combustible lors d'accidents hypothétiques. Le développement futur portera surtout sur la fabrication et la performance des combustibles au thorium.

REFERENCES

- [1] LEWIS, W.B., Conception des réacteurs à eau lourde pour une économie neutronique et un rendement thermique, Rapport de l'Énergie Atomique du Canada, Limitée, AECL-1063 (1961).
- [2] PAGE, R.D., Combustible du réacteur électrogène canadien, Rapport de l'Énergie Atomique du Canada, Limitée, AECL-5609 (1976).
- [3] GACESA, M., QUARRINGTON, G.R., TARASUK, W.R., CARLICK, I.R., PAWLIW, J., MCGREGOR, G., DEBNAM, H.R., PROOS, L., La qualité du combustible CANDU et comment on l'obtient, Rapport de l'Énergie Atomique du Canada, Limitée, AECL-7061 (1980).
- [4] AHMAD, S.Y., NICKERSON, J.R., MIDVIDY, W.I., Critical Heat Flux Experiments In A Horizontal 37-Element Bundle Cooled by Water and Freon, paper 82-10/11, 7th Int. Heat Transfer Conf., Munich (1982).
- [5] MOORADIAN, A.J., ROBERTSON, J.A.L., CANDU fuelling costs - breaking the 1 mill/kWh barrier, Nucleonics 18 (1960) 60-64.
- [6] ROBERTSON, J.A.L., ROSS, A.M., NOTLEY, M.J.F., MacEWAN, J.R., Temperature distribution in UO₂ fuel elements, J. Nucl. Mat. 7 (1962) 225-262.
- [7] ROSS, A.M., STOUTE, R.L., Transfert de la chaleur entre l'UO₂ et le Zircaloy-2, Rapport de l'Énergie Atomique du Canada, Limitée, AECL-1552 (1962).
- [8] CAMPBELL, F.R., BOURQUE, L.R., DESHAIES, R., NOTLEY, M.J.F., Mesures en réacteur du transfert de chaleur entre le

- combustible et la gaine entre l' UO_2 et l'acier inoxydable, Rapport de l'Énergie Atomique du Canada, Limitée, AECL-5400 (1977).
- [9] NOTLEY, M.J.F., BAIN, A.S., ROBERTSON, J.A.L., Dilatation longitudinale et radiale des éléments de combustible à UO_2 , Rapport de l'Énergie Atomique du Canada, Limitée, AECL-2143 (1964).
- [10] ROBERTSON, J.A.L., BAIN, A.S., ALLISON, G.M., STEVENS, W.H., Comportement à l'irradiation des éléments de combustible à UO_2 , Rapport de l'Énergie Atomique du Canada, Limitée, AECL-890 (1959).
- [11] ROSS, A.M., Irradiation behaviour of fission gas bubbles and sintering pores in UO_2 , J. Nucl. Mat. 30 (1969) 134-142.
- [12] NOTLEY, M.J.F., A computer code for predicting the performance of nuclear fuel elements, Nucl. Tech. 44 (1979) 445-450.
- [13] WONG, H.H., ALP, E., CLENDENING, W.R., TAYAL, M., JONES, L.R., ELESTRES: A finite element fuel model for normal operating conditions, à paraître dans Nuclear Technology.
- [14] FEHRENBACH, P.J., MOREL, P.A., Mesures en réacteur des déformations de la gaine: historique de l'effet de la puissance, Rapport de l'Énergie Atomique du Canada, Limitée, AECL-6686 (1980).
- [15] LEWIS, W.B., MacEWAN, J.R., STEVENS, W.H., HART, R.G., Comportement des gaz de fission dans le combustible à UO_2 , Rapport de l'Énergie Atomique du Canada, Limitée, AECL-2019 (1964).
- [16] NOTLEY, M.J.F., MacEWAN, J.R., Stepwise release of fission gas from UO_2 on reactor shutdown, Nucl. Appl. 2 (1966) 477-480.
- [17] MacDONALD, R.D., LIPSETT, J.R., Comportement des éléments défectueux de combustible à UO_2 à gaine de Zircaloy à une puissance linéaire de 48 kW/m dans l'eau sous pression. Présenté à la réunion des spécialistes de l'AIEA sur le comportement du combustible céramique défectueux à gaine de Zircaloy dans les réacteurs refroidis à l'eau, Rapport des Laboratoires Nucléaires de Chalk River, IWGFPT/6 (1979).
- [18] HASTINGS, I.J., HUNT, C.E.L., LIPSETT, J.J., Behaviour of Short-Lived Fission Products Within Operating UO_2 Fuel Elements. Présenté à la réunion des spécialistes de l'AIEA sur la modélisation par ordinateur de la performance des éléments de combustible dans les réacteurs à l'eau, Preston (1982).
- [19] CAMPBELL, F.R., DESHAIES, R., NOTLEY, M.J.F., Vitesses d'émissions transitoires de gaz de fission dans les éléments de combustible à UO_2 après une montée de puissance, Rapport de l'Énergie Atomique du Canada, Limitée, AECL-4912 (1974).
- [20] HASTINGS, I.J., HUNT, C.E.L., LIPSETT, J.J., GRAY, R.G., Transient Fission Product Release During Dryout in Operating UO_2 Fuel, à présenter à Int. Meeting on Thermal Reactor Nuclear Safety, Chicago (1982).

- [21] BAIN, A.S., LeSURF, J.E., Oxydation et hydratation du Zircaloy dans le réacteur NDP, Rapport de l'Énergie Atomique, du Canada, Limitée, AECL-3065 (1969).
- [22] UREANIC, V.F., GRAY, R.G., LISTER, D.H., A Review of In-Reactor Zircaloy Corrosion and Crud Deposition Experience at AECL, Rapport rédigé par Chalk River sous contrat avec l'Electric Power Research Institute, É.-U., Rapport NP-1254 (1980).
- [23] ROBERTSON, J.A.L., "Nuclear Fuel Failures, Their Causes and Remedies" (Compte-rendu de ANS/CNA Joint Topical Meeting on Commercial Fuel Technology), Toronto (1975).
- [24] PENN, W.J., LO, R.K., WOOD, J.C., CANDU fuel, power ramp performance criteria, ANS Nuclear Technology 23 (1977) 63-79.
- [25] COX, B., WOOD, J.C., Iodine Induced Cracking of Zircaloy Fuel Cladding - A Review, The Electrochemical Society Symposium on Corrosion Problems, New York City (1974).
- [26] MacDONALD, R.D., HARDY, D.G., HUNT, C.E.L., "Unirradiated UO₂ in irradiated zirconium alloy cladding", ANS Transactions 17 216 (1973).
- [27] CARTER, T.J., Experimental investigation of various pellet geometries to reduce strains in zirconium alloy cladding, Nucl. Tech. 45 (1979) 166-176.
- [28] HARDY, D.G., BAIN, A.S., MEADOWCROFT, R.R., Performance of CANDU Development Fuel in the NRU Reactor Loops, (Compte-rendu de ANS Topical Meeting on Water Reactor Fuel Performance) St. Charles, Illinois (1977).
- [29] WOOD, J.C., SURETTE, B.A., AITCHISON, I., CLENDENING, W.R., Pellet cladding interaction - evaluation of lubrication by graphite, J. Nucl. Mater. 88 (1980) 81-94.
- [30] McCONNELL, L.G., Expérience d'exploitation du CANDU, Communication n° IAEA-CN-42/68, Conf. Int. AIEA sur l'expérience en énergie nucléaire, Vienne (1982).
- [31] CRITOPH, E., Autres systèmes de surrégénérateurs et de quasi-surrégénérateurs, Communication n° IAEA-CN-42/28, Conf. Int. AIEA sur l'expérience en énergie nucléaire, Vienne (1982).
- [32] LANE, A.D., CARTER, T.J., CELLI, A., FEHRENBACH, P.J., HASTINGS, I.J., PALMER, B.J.F., ROSS, A.M., The Development of Recycle Fuels for CANDU Reactors, à ENS/ANS Conf. - The Int. Topical Meeting on Nuclear Fuel Cycles and Waste Disposal, Bruxelles (1982).
- [33] SAGAT, S., SILLS, H.E., WALLSWORTH, J.A., Deformation and Failure of CANDU Fuel Sheaths Under LOCA Conditions, 6th Int. Conf. on Zirconium in the Nuclear Industry, Vancouver (1982).
- [34] SAWATZKY, A., LEDOUX, G.A., JONES, S., Oxydation du zirconium lors d'un transitoire de haute température, Rapport de l'Énergie Atomique du Canada, Limitée, AECL-5880 (1977).
- [35] SILLS, H.E., Comportement des éléments de combustible ELOCA lors de transitoires de haute température, Rapport de l'Énergie Atomique du Canada, Limitée, AECL-6357 (1979).

- [36] LANGMAN, V.J., MacDONALD, R.D., FEHRENBACH, P.J., Recent CANDU Transient Fuel Behaviour Data From Research Reactor Irradiations, CSNI Specialists' Meeting on Safety Aspects of Fuel Behaviour in Off-Normal and Accident Conditions, Helsinki (1980).
- [37] HANCOX, W.T., MENELEY, D.A., Prédiction des conséquences d'une perte accidentelle de caloporteur dans un réacteur à eau lourde CANDU, Communication n° IAEA-CN-42/145, Conf. Int. AIEA sur l'expérience en énergie nucléaire, Vienne (1982).
- [38] SILLS, H.E., ALLAN, J.D., Fuel Deformation/Thermalhydraulic Interaction During High Temperature Transients, IAEA Specialists' Meeting on Fuel Element Performance Computer Modelling (1982).

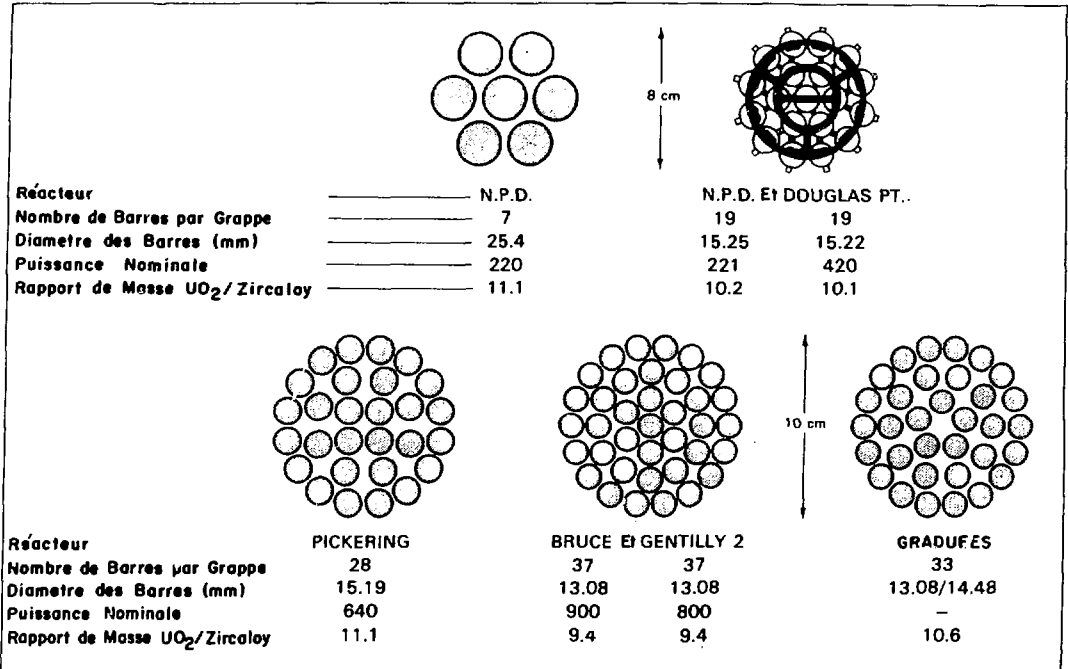


FIG. 1 COUPES TRANSVERSALES DES GRAPPES DE COMBUSTIBLE POUR REACTEUR ELECTROGENE CANDU. LE DEVELOPPEMENT FUTUR POURRAIT COMPRENDRE L'EMPLOI DE TUBES A PARI PLUS MINCE DANS LE CONCEPT A BARRES DE DIAMETRE 'DIFFERENT' DANS, PAR EXEMPLE, LA CONFIGURATION A 33 BARRES. ON VOIT, DANS LA GRAPPE DE DOUGLAS POINT, LA CONFIGURATION DE LA PLAQUE D'EXTREMITE ET DES CALES D'ECARTEMENT.

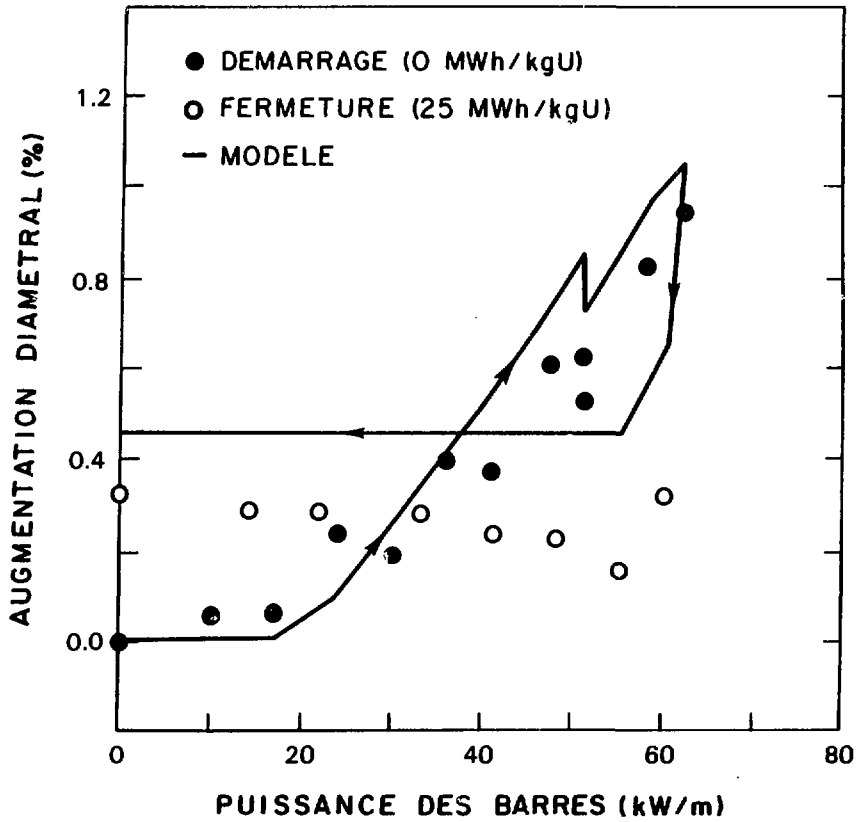


FIG. 2 COMPARAISON DES AUGMENTATIONS DE DIAMETRE PREDITES PAR ELESTRES ET DE CEUX MESURES EN REACTEUR POUR UNE BARRE DE COMBUSTIBLE D'UO₂, DE DENSITE NORMALE (10.6 Mg/m³), A GAINÉ DE ZIRCALOY.

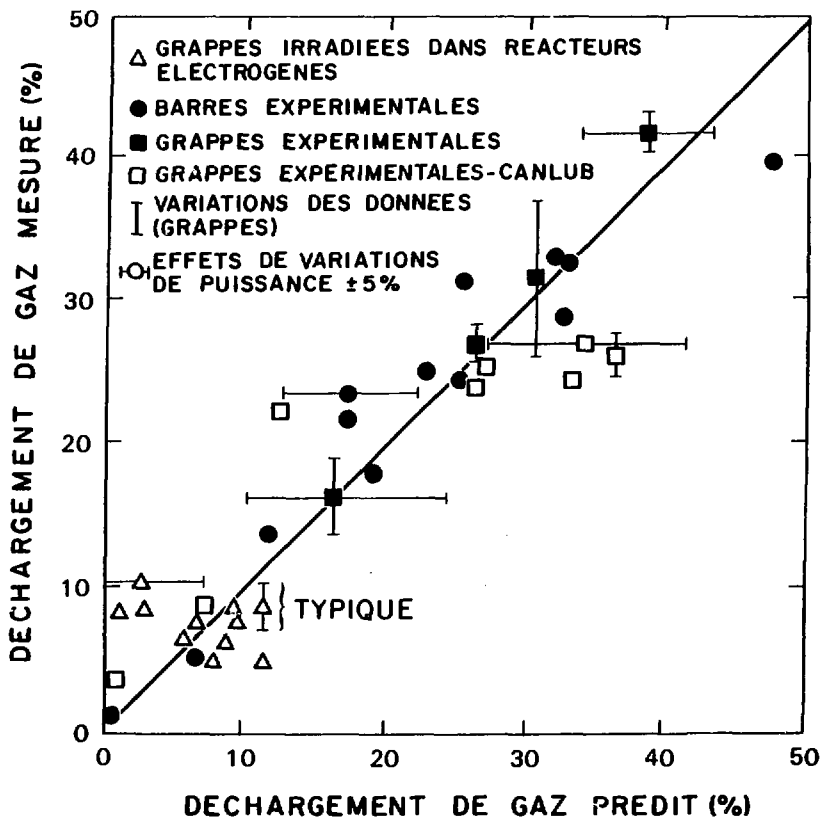


FIG. 3 COMPARAISON ENTRE LES EMISSIONS DES PRODUITS DE FISSION GAZEUX MESUREES ET CELLES PREDITES PAR ELESIM. LA COMPARAISON S'APPLIQUE AUX DONNEES SUR LE COMBUSTIBLE EXPERIMENTAL ET DE REACTEURS ELECTROGENES.

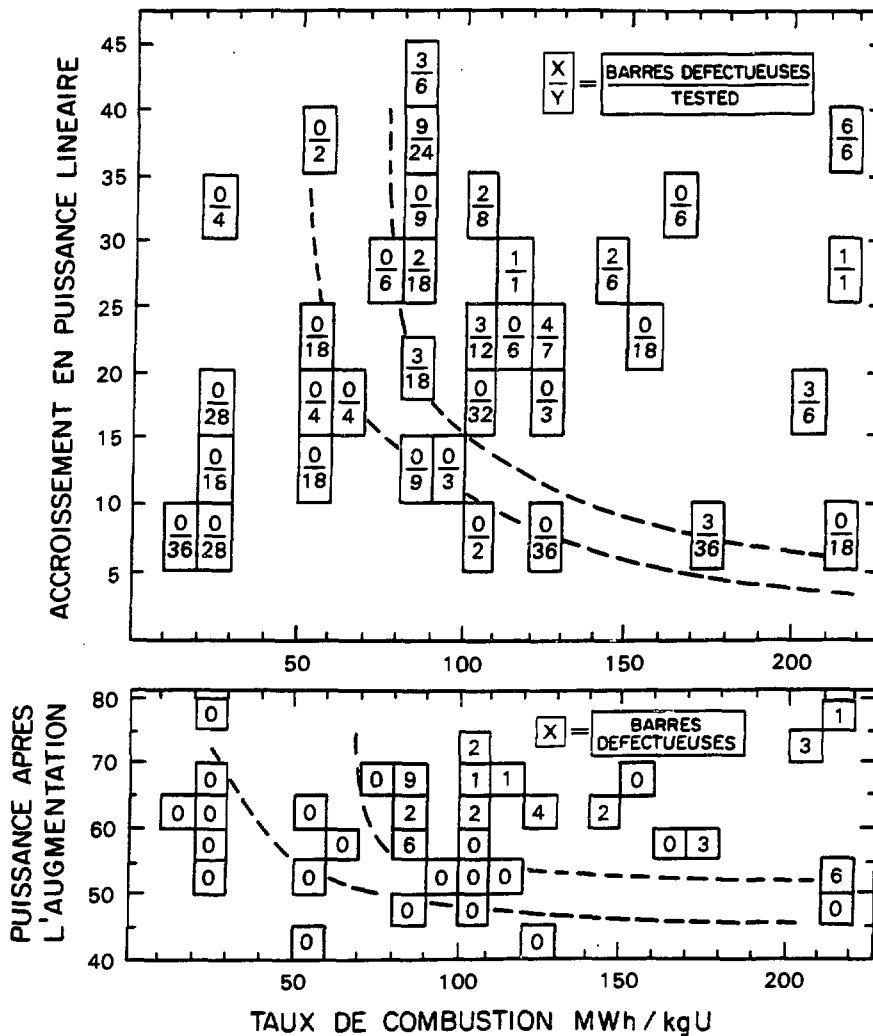


FIG. 4 RESULTATS D'ESSAIS DE RAMPE DE PUISSANCE DE 457 BARRES DE COMBUSTIBLE CANLUB A MINCE COUCHE DE GRAPHITE DANS LES BOUCLES DU NRU. LES ZONES ENTRE LES LIGNES EN TRAITIS INTERROMPUS INDICENT LES POINTS POSSIBLES DE SEUILS DE DEFECTUOSITE.

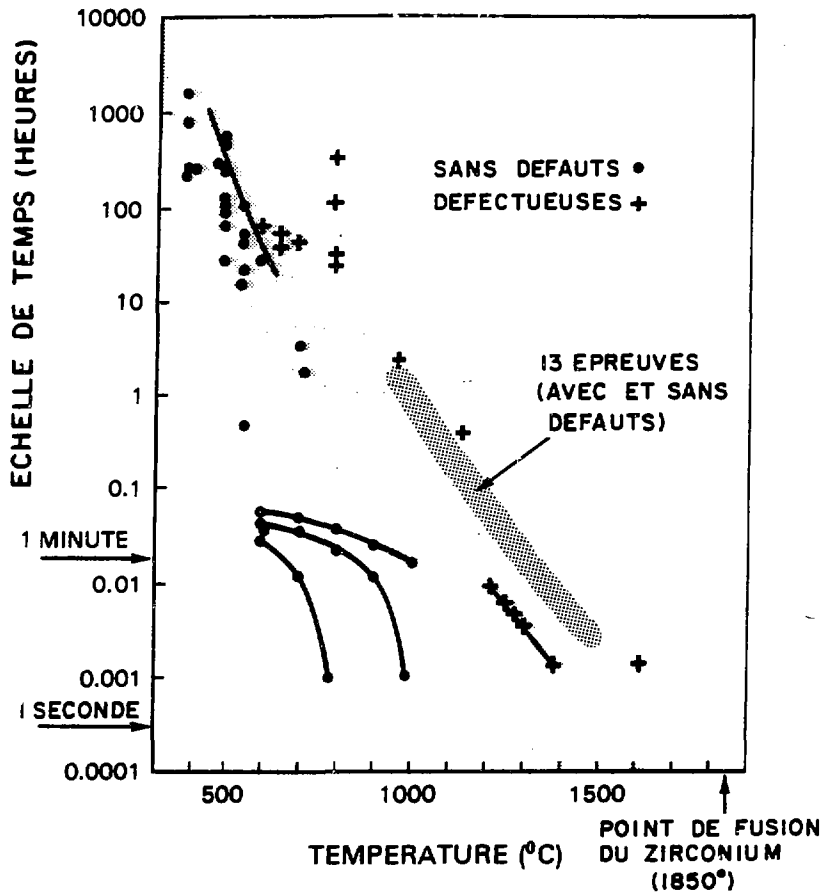


FIG. 5 TEMPERATURE DE LA GAINÉ PAR RAPPORT AU TEMPS POUR ATTEINDRE LA DEFECTUOSITE. LES BARRES UTILISEES DANS LES CONDITIONS AU-DESSOUS DE LA BANDE HACHUREE N'ONT PAS PRESENTE DE DEFAUTS.

ISSN 0067 - 0367

To identify individual documents in the series we have assigned an AECL- number to each.

Please refer to the AECL- number when requesting additional copies of this document

from

Scientific Document Distribution Office
Atomic Energy of Canada Limited
Chalk River, Ontario, Canada
K0J 1J0

Price \$2.00 per copy

ISSN 0067 - 0367

Pour identifier les rapports individuels faisant partie de cette série nous avons assigné un numéro AECL- à chacun.

Veillez faire mention du numéro AECL- si vous demandez d'autres exemplaires de ce rapport

au

Service de Distribution des Documents Officiels
L'Energie Atomique du Canada Limitée
Chalk River, Ontario, Canada
K0J 1J0

Prix \$2.00 par exemplaire