



AECL-7769

ATOMIC ENERGY
OF CANADA LIMITED



L'ÉNERGIE ATOMIQUE
DU CANADA LIMITÉE

**OCCUPATIONAL RADIATION EXPOSURES AT CANADIAN
CANDU NUCLEAR POWER STATIONS**

**Exposition des travailleurs au rayonnement
dans les centrales nucléaires CANDU**

J.E. LeSURF, G.F. TAYLOR, D. BARBER and L.J. SENNEMA

Report IAEA-CN-42/147 presented at the IAEA International Conference on
Nuclear Power Experience, Vienna, 13-17 September 1982

(Egalement disponible en français sous le numéro AECL-7769F)

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

OCCUPATIONAL RADIATION EXPOSURES AT
CANADIAN CANDU NUCLEAR POWER STATIONS

J.E. LeSurf
London Nuclear Limited
Niagara Falls, Ontario
Canada

G.F. Taylor
Atomic Energy of Canada Limited
Research Company
Chalk River, Ontario
Canada

D. Barber
Atomic Energy of Canada Limited
Engineering Company
Mississauga, Ontario
Canada

L.J. Sennema
Ontario Hydro
Toronto, Ontario
Canada

Report IAEA-CN-42/147 presented at the IAEA International Conference on
Nuclear Power Experience, Vienna, 13-17 September 1982.

(Egalement disponible en français sous le numéro AECL-7769F)

Chalk River Nuclear Laboratories
Chalk River, Ontario
September 1982

AECL-7769

EXPOSITION DES TRAVAILLEURS AU RAYONNEMENT DANS
LES CENTRALES NUCLEAIRES CANDU

par

J.E. LeSurf, G.F. Taylor, D. Barber et L.J. Sennema

RESUME

Le développement des réacteurs à eau lourde sous pression (PHWR) du Canada a eu comme résultat une réduction constante de l'exposition interne et externe des travailleurs au rayonnement malgré l'âge des centrales et les concentrations croissantes de tritium dans le caloporteur et le modérateur. La dose collective pour chaque centrale ainsi que la dose individuelle moyenne par travailleur ont été réduites.

La collaboration intime entre les concepteurs, les opérateurs et les fournisseurs d'équipement et de services a permis d'atteindre plus facilement ces résultats. La situation de plusieurs réacteurs identiques, de puissance élevée, au même site a permis de partager l'expérience et les travailleurs spécialisés entre les réacteurs. La performance fiable de l'équipement et le facteur de capacité élevé des réacteurs CANDU (CANada Deutérium Uranium) ont contribué à réduire les doses d'exposition.

Des experts en contrôle de la dose de rayonnement participent à toutes les phases de la conception d'un nouveau CANDU et apportent l'expérience acquise dans l'opération de centrales existantes. Parmi d'importantes améliorations du concept, on compte la disposition de l'équipement, le blindage, le choix des matériaux, et une capacité de purification plus grande. Parmi les facteurs d'opération notables on peut inclure une chimie de l'eau invariable, une fiabilité de l'équipement et une maintenabilité améliorées. On contrôle le tritium dans le milieu de travail en réduisant les fuites, en enlevant au maximum le tritium du milieu et en utilisant un système de ventilation bien conçu. Les faibles niveaux de tritium enlèvent le besoin de vêtements protecteurs inconfortables, ce qui permet d'effectuer les travaux plus rapidement et réduit beaucoup la dose externe au prix d'un faible accroissement de la dose interne. Grâce à la décontamination par plusieurs méthodes, particulièrement le cyclage Redox et le procédé de régénération du produit chimique dilué CAN-DECON¹, on a pu réduire les champs de rayonnement et, par conséquent, l'exposition des travailleurs.

Plusieurs techniques employées avec succès dans les réacteurs CANDU sont également utilisables dans les réacteurs à eau légère (LWR). Quelques-unes d'entre-elles, en particulier le procédé CAN-DECON, sont déjà utilisées avec succès dans les LWR et elles ont amené une réduction de l'exposition des travailleurs dans l'ensemble de l'industrie nucléaire du monde entier.

¹CAN-DECON est une marque déposée

(Egalement disponible en français sous le numéro AECL-7769F)

OCCUPATIONAL RADIATION EXPOSURES AT
CANADIAN CANDU NUCLEAR POWER STATIONS

ABSTRACT

Pressurized Heavy Water Reactors (PHWRs) in Canada have achieved a steady reduction in both external and internal radiation exposure of workers, despite increasing age of the plants and increasing tritium concentrations in the primary coolant and moderator. Both the collective dose at each station and the mean individual dose per worker have been reduced.

This achievement has been facilitated by close collaboration between designers, operators, and suppliers of equipment and services. The location of several large, identical reactors on the same site has permitted sharing of experience and skilled workers between reactors. The reliable performance of equipment and the high capacity factor of CANDU (CANada Deuterium Uranium) reactors have contributed to corresponding low exposures.

Experts in radiation dose control are involved at every phase of the design of a new CANDU, and bring to bear experience from currently operating stations. Major design improvements include equipment layout, shielding, selection of materials, and enlarged purification capability. Significant operating factors include invariant water chemistry, improved equipment reliability, and maintainability. Tritium in the working environment is controlled by minimizing leakage, maximizing tritium removal from the environment, and well designed ventilation. Low tritium environments obviate the need for cumbersome protective clothing, thereby enabling work to be done more quickly with a large decrease in external dose, at the cost of a small increase in internal dose. Decontamination by several means, especially Redox cycling and the CAN-DECON¹ dilute chemical regeneration process, have achieved reductions in radiation fields and hence worker exposure.

Many of the techniques which have been successfully applied at CANDU reactors are applicable to Light Water Reactors (LWRs). Some of them, notably the CAN-DECON process, are already being successfully applied at LWRs and contribute to the reduction of occupational exposure in the whole nuclear industry around the world.

¹CAN-DECON is a Registered Trademark

1. INTRODUCTION

In Canada, methods to reduce the radiation exposure to workers at nuclear power reactors have been studied and implemented since the early days of the CANDU reactor program. Close collaboration between Atomic Energy of Canada Limited (AECL), Ontario Hydro, and Canadian industry has reduced:

- 1) the total exposure at each station (Fig. 1),
- 2) the dose requirement to operate and maintain each successive station compared with earlier stations (Fig. 2), and
- 3) the average annual exposure per worker (Fig. 3).

The specific methods developed to achieve dose reduction [1, 2, 3, 4, 5] include: water chemistry; corrosion resistant materials; low cobalt materials; decontamination; hot filtration; improved equipment reliability, maintainability, and accessibility; improved shielding design and location; planning of work for low exposure; improved operating and maintenance procedures; removal of tritium from D_2O systems; removal of tritium from work environments; improved protective clothing; on-power refuelling; worker awareness and training; and many other small improvements that collectively contribute to the overall success achieved. The outstanding capacity factors of CANDU reactors and the practice of locating several identical reactors on the same site have also contributed significantly to achieving low doses. The 1981 occupational dose productivity factors for Pickering A and Bruce A nuclear generating stations were respectively 0.43 and 0.2 rem/MW(e)·a, which are significantly lower than the values generally reported for Pressurized Water Reactors (PWRs) and Boiling Water Reactors (BWRs).

Because of the excellent reliability and maintainability of components and systems, the capacity factors of CANDU reactors have been high, with a consequent trend towards a lower, more uniform, dose distribution. Since shutdowns are few and of short duration, operating functions rather than shutdown maintenance functions are now the major contributors to the much reduced total dose expenditures.

2. CURRENT PERFORMANCE

Improvements such as low cobalt materials, increased purification capacity, and chemistry control [4] reduce the growth of radiation fields. Others, such as layout of equipment, increased reactor size, multi-reactor stations with identical reactors, sharing of skilled manpower, intensive training of operators and maintainers [5], and feedback of operating experience [3], contribute to dose reduction in more subtle ways.

The dose reduction process begins at the concept phase of a new station, continues through the design and construction, and is carried through to the operating phase. Experience from operating stations is fed into the design of later stations.

For each new CANDU station, a comprehensive dose management program is prepared that considers, among other factors, dose targets, performance criteria, design guides, and the economic value of a rem saved. Radiation safety experts provide advice and information to the designer during all engineering phases (conceptual, preliminary, and detailed) of the design. At the end of each phase, the design is reviewed to ensure the adequacy of the radiation reduction measures.

Records are kept of recommendations and improvements, and of exposures from specific areas and specific tasks. Analysis of these records is used to formulate recommendations for later designs.

Despite the normal growth of radiation fields with continued operation, each station has experienced a continuing overall downward trend in both collective and individual dose consumption.

The progressive improvement in design and operating performance of CANDU reactors is illustrated by the fact that the external and internal dose expenditures per MW(e)·a for each successive station have been reduced by approximately an order of magnitude from those of its predecessor (Fig. 2).

3. SOURCES OF RADIATION EXPOSURE

3.1 Activated corrosion products

Activated corrosion products were the principal source of radiation fields in early CANDU reactors. A comprehensive program [6], initiated in the early 1970s, has identified decontamination methods to reduce fields [7, 8], materials to reduce the rate of growth of fields [9, 10], and coolant chemistry parameters that influence field growth [11, 12]. To reduce the inventory of corrosion products that can become activated, good chemistry control is needed from commissioning of the reactor and through normal and abnormal reactor operation. The separation of coolant from moderator in the CANDU-PHW design permits control of chemical parameters within close limits. Fundamental studies [6] on the production, transport, activation, and deposition of corrosion products have produced reliable mathematical models, which have led to the optimization of chemical parameters. Close chemical control permits the use of carbon steel as primary circuit material, thereby avoiding the possibility of cracking of stainless steels with consequent costly repairs and high radiation exposures.

3.2 Fission products

CANDU fuel has a high reliability [13]. The pressure tube design of the CANDU reactor facilitates the location and removal of defected fuel from the reactor without requiring shutdown. Consequently, the radiation fields due to fission products have generally been low. However, the systematic reduction of fields due to corrosion products, in conjunction with occasional fuel

defects, has resulted in fission products becoming the dominant source of external radiation at a few reactors. Decontamination methods initially optimized for corrosion product removal are currently being modified to remove fission products more efficiently.

3.3 Tritium

The principal airborne contaminant at CANDU reactors is tritium, a weak, beta-particle emitter.

The release of, and exposure to, tritium is reduced by:

- 1) reducing leaks,
- 2) recovering heavy water, and
- 3) ventilating work areas [14, 15].

Leak-tightness has always been an important part of the design and manufacture of PHWR systems and components, because heavy water is expensive. This emphasis has led to improvements in the design of individual components and to elimination of unnecessary components. Thus, despite the much larger size of the Bruce reactors compared with the Pickering reactors, fewer primary valves (19 versus 52) and pump seals (4 versus 16) are used, thereby reducing the potential leakage of D_2O , and hence of TDO. Bellows seals have been installed on small valves, and larger valves have been fitted with live-loaded packing [16] to further minimize leakage. As a result of these and other measures, the loss of D_2O at CANDU-PHW reactors is <1% of inventory per year.

Leakage is collected by efficient heavy water recovery systems, including vapour recovery dryers. Following installation of improved dryers at Pickering A in 1979, the station internal dose was reduced from 450 rem in 1979 to 207 rem in 1981 (Fig. 1), even though the concentrations of tritium in both the primary heat transport and moderator heavy water increased.

A significant reduction in the concentration of tritium in the atmosphere leads to less stringent requirements for operator protection against inhalation of tritiated vapours. Protective equipment tends to encumber the wearer. If it is not required, work may be performed more quickly. The higher internal dose is more than offset by the reduced external dose. Generally, at a CANDU station, external dose is three times the internal dose.

As tritium concentrations in the D_2O increase in the later years of the plant's life, the benefits to be gained from a tritium removal process increase. A system is being built at Pickering to limit the tritium activity to 5 Ci/kg D_2O in the moderator and 0.5 Ci/kg D_2O in the heat transport heavy water. By this means, the occupational internal dose, which is already low, will be lowered still further.

4. PROVEN DEVELOPMENTS

Because coolant is allowed to boil in advanced PHWR plants, Inconel 600 was selected for steam generator tubes at Bruce A and B, instead of the Monel 400 used at Pickering A and B [9]. Incoloy 800 is the tube material for later stations, providing further protection against corrosion, and further reducing the amount of activatable corrosion products released to the coolant [9]. Other improvements are the adoption of leak-tight condensers, the elimination of copper alloys from heat exchangers, and chemistry control to minimize the transport of corrosion products into the steam generator. These measures have reduced the probability of steam generator tubing failure. The comparative total number of tube defects is shown in Table I.

Type of Reactor	No. of Reactors	No. of S/G Tubes	No. of Tube Defects	% of Tubes With Defects
CANDU	12	300 599	63	0.02
PWR & BWR	85	1 061 688	22 351	2.1

TABLE I STEAM GENERATOR TUBE PERFORMANCE TO 31 DECEMBER 1980 [17]

Starting with Bruce A, the main heat transport pump motors and gland seals have been positioned outside containment, with shielding and a tritium barrier above the pump volute. This permits access to the pump gland assemblies and motors while minimizing the exposure of maintenance personnel to radiation fields from the primary heat transport system feeders and headers. Pump seals have been developed that should operate for five years without replacement. Examination of pump seals after 3.5 years operation in Bruce gives assurance that the five-year target will be achieved. Another example of shielding is the CANDU design practice to shield the steam generators up to the top of the tube bundles.

Crud removal by heat transport purification has been insignificant. Operating plants normally have a purification half-life of two to four hours. For crud removal to be effective, a filtration half-life of twenty minutes would be necessary. However, as the Bruce A results show, the total exposures are acceptably low. As a result, no need is now seen for high purification flow rates. Even so, two types of high-temperature filters have been developed [18, 19], and could be installed at short notice should they be required.

Two novel decontamination processes developed in Canada are Redox Cycling [7] and the CAN-DECON¹ regenerative dilute chemical process [20]. Redox Cycling, which involves the alternate addition of hydrogen and oxygen to promote dissolution of metallic oxides, was applied at Douglas Point in the early 1970s and achieved a notable reduction in fields from the steam generators [1].

The CAN-DECON process was successfully applied to the full heat transport systems (including fuel) at the Gentilly 1 reactor (1973) and Douglas Point reactor (1975) and has been applied many times since to subsystems and isolated components at Douglas Point, Pickering, and Bruce.

In the process [21], organic complexing agents are added directly to the system to be decontaminated, to give a concentration of about 0.1 wt%. Dissolved metals are removed on cationic exchange resin, which also regenerates the reagent. At the end of the decontamination, which does not require fuel removal and needs only a few days' shutdown, the reagent is removed on anionic resin. Thus, no liquid waste is produced and the volume of solid waste is small. A passivation treatment after decontamination minimizes recontamination. Figure 4 illustrates the high decontamination factors and low recontamination rate achieved at a BWR by two applications of CAN-DECON two years apart. Other applications at LWRs have been equally successful [22].

5. NEW DEVELOPMENTS

5.1 Corrosion product transport

In the accepted mechanism for the transport of corrosion products in water-cooled reactors, suspended particles from the coolant deposit on the fuel, become activated, and then dissolve in the heated coolant. A recently completed study [23] indicates that at very low crud levels ($<1 \mu\text{g}/\text{kg D}_2\text{O}$) dissolved cobalt may deposit directly from coolant onto the fuel. The deposition is independent of both heat flux and the degree of boiling. The amount of deposition seen experimentally accounts for only a small fraction of that observed on CANDU fuel. This work is a recent example of the fundamental understanding developed of activity transport processes, which permits chemical minimization of radiation field growth.

5.2 Decontamination development

Development of the CAN-DECON process has focussed on increasing the effectiveness of the process for stainless steels [24] and for fission product decontamination [25]. Three pretreatments have been identified that are effective in rendering chromium-rich films soluble in CAN-DECON solutions. Each conforms to the basic CAN-DECON principle of dilute reagents and low volumes of solid radioactive waste. Combined with a standard CAN-DECON treatment, each results in removal of $>>0\%$

¹CAN-DECON is a Registered Trademark

activity from stainless steels and high nickel alloys with acceptable corrosion rates on all system materials.

Optimization of the process for fission products has concentrated on identifying polyelectrolytes that could minimize redeposition of particles. Initial experiments indicated that polyacrylic acid was the most effective of the reagents tested. This experimental work is continuing to further develop the capability of the CAN-DECON process.

5.3 Tritium transfer process

The recovery of tritium from heavy water in the Pickering tritium removal system is based on the proven, vapour-phase, catalytic-exchange process. The exchange takes place at 200°C to avoid catalyst poisoning by liquid water, and this results in a complex multi-stage process. The development of a wetproof catalyst [26] has resulted in a new, simpler process [27] for the transfer of tritium from heavy water to hydrogen gas.

Pilot plant experiments have demonstrated adequate catalyst lifetime, catalyst regeneration techniques, and have defined a feedwater purification system to prevent catalyst poisoning [28].

A prototype tritium recovery plant based on this technology is being prepared at AECL's Chalk River Nuclear Laboratories.

6. EXPECTATIONS

Because of improvements in layout, accessibility, number of components, equipment simplification, materials selection, and maintenance and operating procedures, both Bruce B and Darlington A are expected to experience even lower occupational doses than Bruce A.

For all designs of reactors, major renovations are required sometime during the reactor life, involving potentially large radiation exposures. For Ontario Hydro's CANDU reactors, the largest, single, dose-expenditure item anticipated is to compensate for pressure tube elongation at Pickering A. Competing corrective options are:

- 1) replacement of the complete fuel channels, and
- 2) repositioning of the pressure tubes.

At present, they are estimated to require approximately 1 000 and 500 rem per reactor respectively. The first number is only one-quarter of initial estimates for channel replacement. The reduction has been achieved by adopting remote tooling and handling as a key component of the work plan. Further reductions in these dose estimates are expected from other design measures, decontamination, and by planning, optimizing, and rehearsing the work. Some pressure tubes have been replaced at Pickering (the cause of the 1975 peak in Fig. 3), so there is experience on which this development can be based. Such replacement of primary

circuit core components illustrates the flexibility of the CANDU design concept of pressure tubes as opposed to a single pressure vessel. Design improvements have ensured that fuel channel elongation will not be a cause for fuel channel replacement at Pickering B and subsequent stations.

Many of the techniques developed for CANDU reactors and applied at existing stations are applicable to LWRs. For example, the CAN-DECON process has been applied successfully several times to BWRs [22], and modifications to the process make it applicable to PWRs [24]. Many of the equipment improvements to increase the period between maintenance work and to reduce the time needed to perform the maintenance, are applicable to components used in LWRs. Fundamental research into the processes that govern corrosion, the transport of corrosion products, and redeposition of the activated products, is valuable in reaching an understanding of the processes that take place in BWRs and PWRs.

Thus, the many developments that have collectively produced the current desirable situation in CANDU reactors have implications throughout the nuclear industry in helping to reduce the occupational exposures of nuclear workers around the world.

REFERENCES

- [1] LeSURF, J.E., WATSON, D.A., WILSON, R., VIVIAN, G.A., Radiation Dose Reduction Programs for CANDU Nuclear Power Stations, paper 3.2-10, 10th World Energy Conf., Istanbul (1977).
- [2] DONNELLY, K.E., SENNEMA, L.J., BUJA-BIJUNAS, L., Occupational Risks within the Nuclear Power Generation Program, Canadian Nuclear Association Seminar on Nuclear Power Risks in Perspective, Toronto (1981).
- [3] KRASNODEBSKI, J., "Quality Engineering Program in Ontario Hydro", Quality Engineering (Proc. Canadian Nuclear Association Conf. Toronto, 1978) CNA, Toronto (1978) 15.
- [4] LISTER, D.H., WATSON, D.A., "Reducing Radiation Sources in CANDU Nuclear Power Stations", Occupational Radiation Exposure in Nuclear Fuel Cycle Facilities (Proc. IAEA Symp. San Francisco, 1980) IAEA-SM-242/18, San Francisco (1980) 351.
- [5] HOWIE, G.R., Ontario Hydro's Nuclear Training Program, 3rd Symposium on Training of Nuclear Facility Personnel, Gatlinburg (1979).
- [6] LeSURF, J.E., Control of Radiation Exposures at CANDU Nuclear Power Stations, J. Br. Nucl. Eng. Soc., 16 1 (1977) 53.
- [7] MONTFORD, B., "Decontamination by Cycling Techniques at DPNGS", Proc. Am. Pwr. Conf., 35 (1973) 902.
- [8] PETTIT, P.J. et al., Decontamination of the Douglas Point Reactor by the CAN-DECON Process, Materials Performance, 19 (1980) 34.
- [9] TAYLOR, G.F., "Heat Exchanger Tubing Materials for CANDU NGS", (Proc. XXII Nuclear Congress of Rome, 1977) Rome (1977) 251.
- [10] LISTER, D.H., "The Growth of Radiation Fields around CANDU Boilers", Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems (Proc.

- BNES Int. Conf. Bournemouth, 1977) BNES, Bournemouth (1977) 207.
- [11] BURRILL, K.A., Corrosion Product Transport in Water Cooled Nuclear Reactors: Part 1, Can. J. Chem. Eng., 55 (1977) 54.
 - [12] BURRILL, K.A., SHADDICK, A., Water Chemistry and the Deposition of Corrosion Products on Nuclear Reactor Fuel: A Summary of Experimental Results, Atomic Energy of Canada Limited Rep. AECL-6952 (1980).
 - [13] MacEWAN, J.R., NOTLEY, M.J.F., WOOD, J.C., GACESA, M., CANDU Fuel: Past, Present, and Future, paper no. IAEA-CN-42/143, IAEA Int. Conf. on Nuclear Power Experience, Vienna (1982).
 - [14] SENNEMA, L.J., MAAN, M.A., VIVIAN, G.A., "Tritium Control: Field Study at an Open Concept CANDU-PHWR Station", (Proc. 5th Int. Cong. of the Int. Radiation Protection Assoc., Jerusalem, 1980) RPA, Jerusalem 2 (1980) 233-236.
 - [15] MAAN, M.A., ANYAS-WEISS, N., LORITZ, F., "A Study of Tritium Control in CANDU Power Stations", (Proc. ANS Symp. Dayton, Ohio, 1980) ANS, Dayton (1980).
 - [16] ROSS-ROSS, P.A. et al., "Performance and Reliability of Primary Circuit Components in CANDU Reactors", Progress in Nuclear Energy, Pergamon Press, 6 (1976).
 - [17] TATONE, O.S., PATHANIA, R., Atomic Energy of Canada Limited Rep. AECL-7689 (manuscript in preparation).
 - [18] HEATHCOCK, R.E., LACY, C.S., "Graphite Beds for Coolant Filtration at High Temperature", Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems (Proc. BNES Int. Conf., Bournemouth, 1977) BNES, Bournemouth (1977) 321.
 - [19] MOSKAL, E.J., BOURNS, W.T., "High Flow, High Temperature Magnetic Filtration of the Primary Heat Transport Coolant of the CANDU Power Reactors", *ibid* 329.
 - [20] LeSURF, J.E., SMEE, J.L., Nuclear Reactor Decontamination, Engineering Journal, 63 1 (1980) 12-16.
 - [21] SMEE, J.L., CAN-DECON - A Dilute Chemical Decontamination Process: Description and Application Experience, ASME Symp. on Experience and Plans for the Decontamination of Nuclear Power Plants, San Francisco, (1980).
 - [22] BEAMAN, T.A., SMEE, J.L., Experience with Dilute Chemical Decontamination, Decontamination of Nuclear Facilities, ANS/CNA Int. Conf., Niagara Falls (1982).
 - [23] LISTER, D.H., KUSHNERIUK, S.A., CAMPBELL, R.H., "The Transport of Radioactive Corrosion Products in High-Temperature Water". III. "The Interaction of Dissolved Cobalt with Heated Zircaloy Surfaces" (manuscript in preparation).
 - [24] TOROK, J., An Oxidizing Pretreatment for the Decontamination of Austenitic Alloys by the CAN-DECON Process, Decontamination of Nuclear Facilities, ANS/CNA Int. Conf., Niagara Falls (1982).
 - [25] BAUMGARTNER, E., TOROK, J., Colloid Particle Behaviour in CAN-DECON Decontamination, Decontamination of Nuclear Facilities, ANS/CNA Int. Conf., Niagara Falls (1982).
 - [26] BUTLER, J.P., Hydrogen Isotope Separation by Catalyzed Exchange Between Hydrogen and Liquid Water, Separation Science and Technology, 3 (1980) 371-396.

- [27] DOMBRA, A.H., Process for the Extraction of Tritium from Heavy Water, (Patent Pending).
- [28] CHUANG, K.T., HOLTSLANDER, W.J., "Tritium Transfer Process using the CRNL Wet-Proof Catalyst", Tritium Technology in Fusion and Isotopic Applications (Proc. ANS Top. Meet. 1980), ANS (1980) 425.

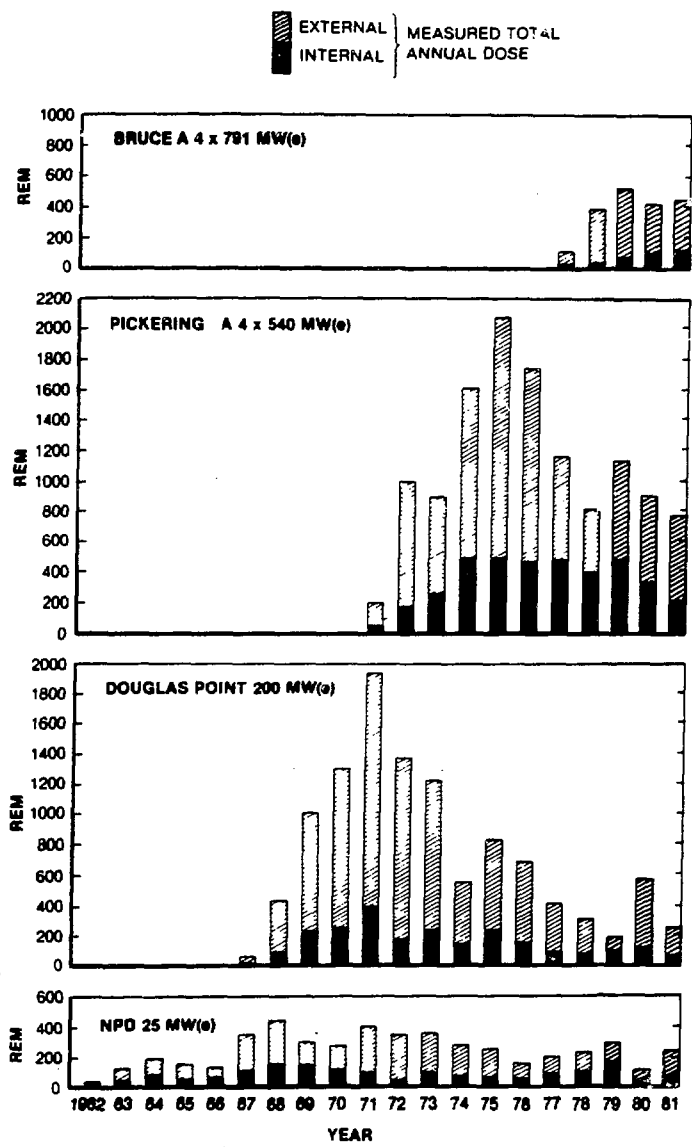


FIG. 1 TOTAL ANNUAL STATION DOSE AT CANDU PHW NUCLEAR GENERATING STATIONS

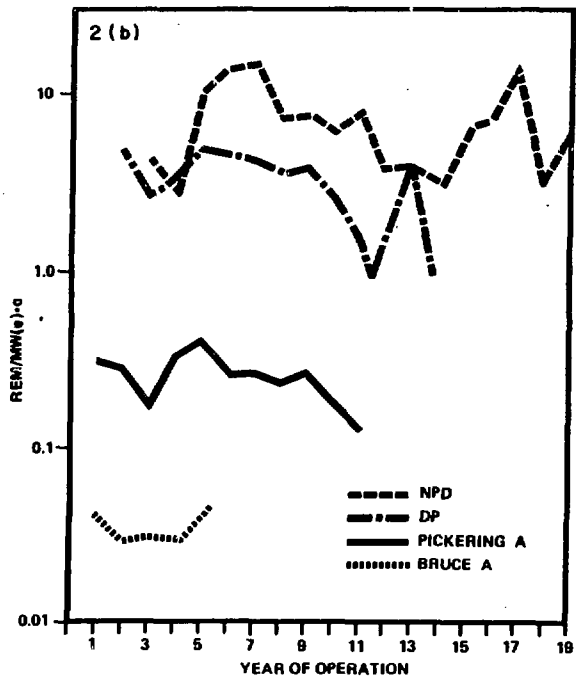
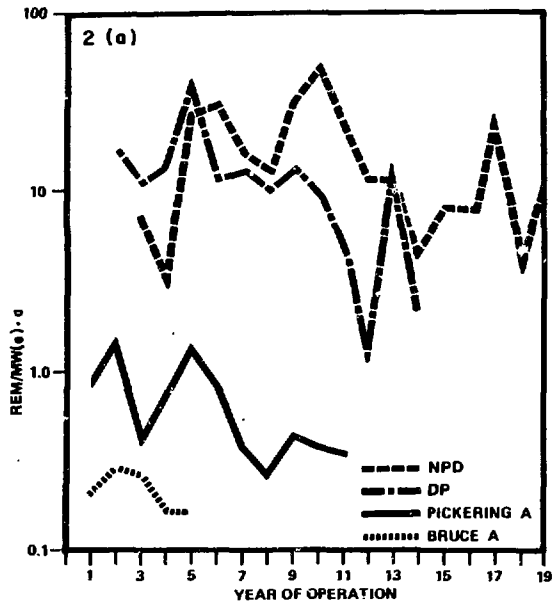


FIG. 2 OCCUPATIONAL DOSE PRODUCTIVITY
 (A) EXTERNAL ONLY
 (B) INTERNAL ONLY

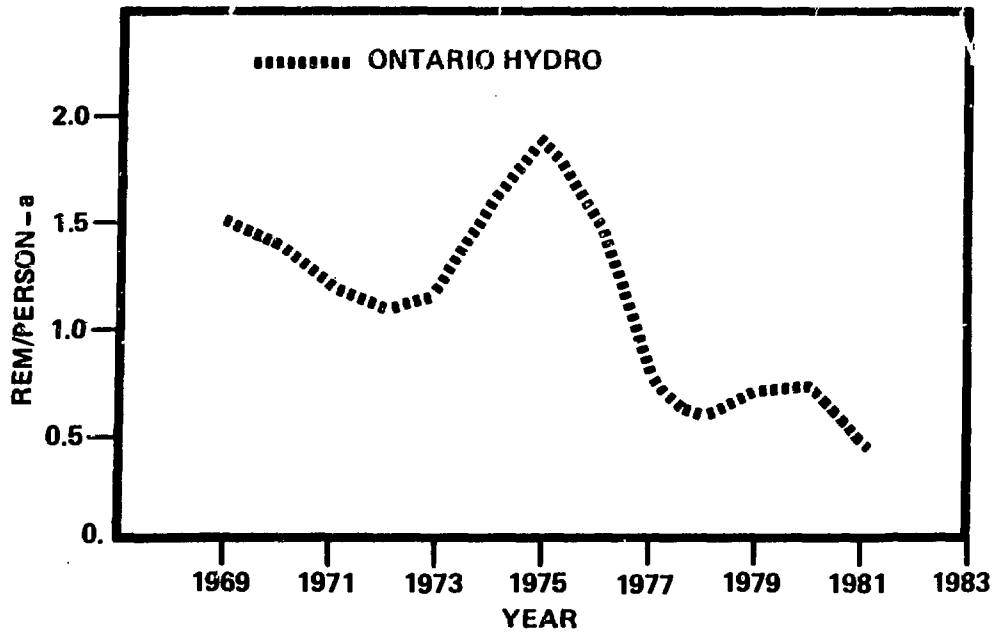


FIG. 3 MEAN INDIVIDUAL DOSE

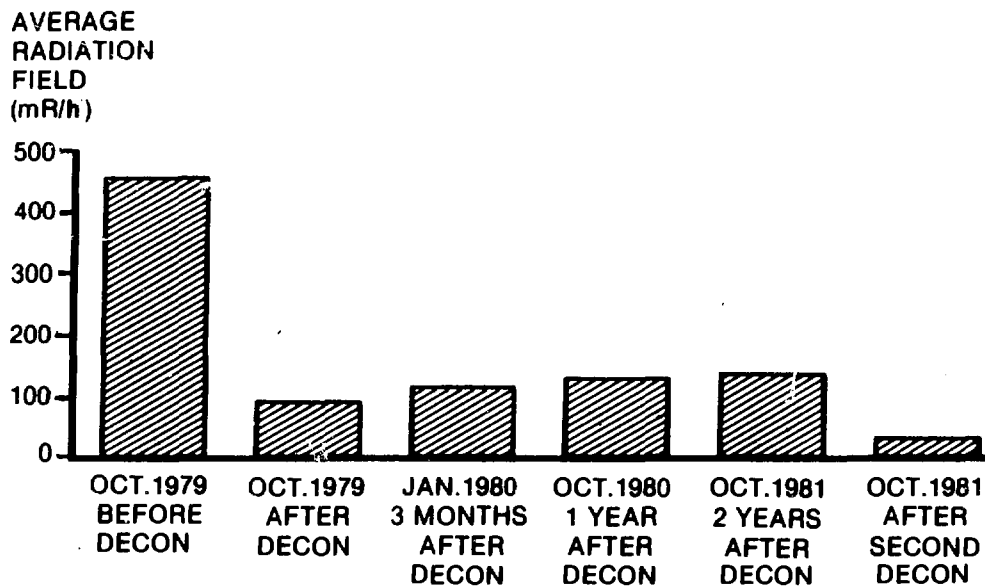


FIG. 4 VERMONT YANKEE CLEANUP SYSTEM DECONTAMINATION/
RECONTAMINATION DATA

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

AECL-7769F

**ATOMIC ENERGY
OF CANADA LIMITED**



**L'ÉNERGIE ATOMIQUE
DU CANADA LIMITÉE**

**EXPOSITION DES TRAVAILLEURS AU RAYONNEMENT DANS
LES CENTRALES NUCLÉAIRES CANDU**

**Occupational Radiation Exposures at Canadian
CANDU Nuclear Power Stations**

J.E. LeSURF, G.F. TAYLOR, D. BARBER et L.J. SENNEMA

Rapport IAEA-CN-42/147 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-7769)

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

EXPOSITION DES TRAVAILLEURS AU RAYONNEMENT DANS
LES CENTRALES NUCLEAIRES CANDU

J.E. LeSurf
London Nuclear Limited
Niagara Falls, Ontario
Canada

G.F. Taylor
L'Energie Atomique du Canada, Limitée
Société de Recherche
Chalk River, Ontario
Canada

D. Barber
L'Energie Atomique du Canada, Limitée
Société d'Ingénierie
Mississauga, Ontario
Canada

L.J. Sennema
Ontario Hydro
Toronto, Ontario
Canada

Rapport IAEA-CN-42/147 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-7769)

Laboratoires nucléaires de Chalk River
Chalk River, Ontario
1982 septembre

AECL-7769F

ATOMIC ENERGY OF CANADA LIMITED

OCCUPATIONAL RADIATION EXPOSURES AT
CANADIAN CANDU NUCLEAR POWER STATIONS

by

J.E. LeSurf, G.F. Taylor, D. Barber and L.J. Sennema

ABSTRACT

Pressurized Heavy Water Reactors (PHWRs) in Canada have achieved a steady reduction in both external and internal radiation exposure of workers, despite increasing age of the plants and increasing tritium concentrations in the primary coolant and moderator. Both the collective dose at each station and the mean individual dose per worker have been reduced.

This achievement has been facilitated by close collaboration between designers, operators, and suppliers of equipment and services. The location of several large, identical reactors on the same site has permitted sharing of experience and skilled workers between reactors. The reliable performance of equipment and the high capacity factor of CANDU (CANada Deuterium Uranium) reactors have contributed to corresponding low exposures.

Experts in radiation dose control are involved at every phase of the design of a new CANDU, and bring to bear experience from currently operating stations. Major design improvements include equipment layout, shielding, selection of materials, and enlarged purification capability. Significant operating factors include invariant water chemistry, improved equipment reliability, and maintainability. Tritium in the working environment is controlled by minimizing leakage, maximizing tritium removal from the environment, and well designed ventilation. Low tritium environments obviate the need for cumbersome protective clothing, thereby enabling work to be done more quickly with a large decrease in external dose, at the cost of a small increase in internal dose. Decontamination by several means, especially Redox cycling and the CAN-DECON¹ dilute chemical regeneration process, have achieved reductions in radiation fields and hence worker exposure.

Many of the techniques which have been successfully applied at CANDU reactors are applicable to Light Water Reactors (LWRs). Some of them, notably the CAN-DECON process, are already being successfully applied at LWRs and contribute to the reduction of occupational exposure in the whole nuclear industry around the world.

¹CAN-DECON is a Registered Trademark

(Also obtainable in English as AECL-7769)

Chalk River Nuclear Laboratories
Chalk River, Ontario
1982 September

AECL-7769 F

EXPOSITION DES TRAVAILLEURS AU RAYONNEMENT DANS
LES CENTRALES NUCLEAIRES CANDU

RESUME

Le développement des réacteurs à eau lourde sous pression (PHWR) du Canada a eu comme résultat une réduction constante de l'exposition interne et externe des travailleurs au rayonnement malgré l'âge des centrales et les concentrations croissantes de tritium dans le caloporteur et le modérateur. La dose collective pour chaque centrale ainsi que la dose individuelle moyenne par travailleur ont été réduites.

La collaboration intime entre les concepteurs, les opérateurs et les fournisseurs d'équipement et de services a permis d'atteindre plus facilement ces résultats. La situation de plusieurs réacteurs identiques, de puissance élevée, au même site a permis de partager l'expérience et les travailleurs spécialisés entre les réacteurs. La performance fiable de l'équipement et le facteur de capacité élevé des réacteurs CANDU (CANada Deutérium Uranium) ont contribué à réduire les doses d'exposition.

Des experts en contrôle de la dose de rayonnement participent à toutes les phases de la conception d'un nouveau CANDU et apportent l'expérience acquise dans l'opération de centrales existantes. Parmi d'importantes améliorations du concept, on compte la disposition de l'équipement, le blindage, le choix des matériaux, et une capacité de purification plus grande. Parmi les facteurs d'opération notables on peut inclure une chimie de l'eau invariable, une fiabilité de l'équipement et une maintenabilité améliorées. On contrôle le tritium dans le milieu de travail en réduisant les fuites, en enlevant au maximum le tritium du milieu et en utilisant un système de ventilation bien conçue. Les faibles niveaux de tritium enlève le besoin de vêtements protecteurs incommodes, ce qui permet d'effectuer les travaux plus rapidement et réduit beaucoup la dose externe au prix d'un faible accroissement de la dose interne. Grâce à la décontamination par plusieurs méthodes, particulièrement le cyclage Redox et le procédé de régénération du produit chimique dilué CAN-DECON¹, on a pu réduire les champs de rayonnement et, par conséquent, l'exposition des travailleurs.

¹CAN-DECON est une marque déposée

Plusieurs techniques employées avec succès dans les réacteurs CANDU sont également utilisables dans les réacteurs à eau légère (LWR). Quelques-unes d'entre-elles, en particulier le procédé CAN-DECON, sont déjà utilisées avec succès dans les LWR et elles ont amené une réduction de l'exposition des travailleurs dans l'ensemble de l'industrie nucléaire du monde entier.

1. INTRODUCTION

Au Canada, on a étudié et mis en application des méthodes pour réduire l'exposition des travailleurs au rayonnement dans les réacteurs électrogènes depuis le début du programme des réacteurs CANDU. Grâce à la coopération entre l'Énergie Atomique du Canada, Limitée (EACL), Hydro-Ontario et l'industrie canadienne, on a pu réduire:

- 1) l'exposition totale pour chaque centrale (fig. 1),
- 2) la dose résultant de l'opération et de l'entretien des nouvelles centrales par rapport à celle des centrales plus anciennes (fig. 2), et
- 3) l'exposition annuelle moyenne par travailleur (fig. 3).

Parmi les méthodes particulières développées pour réduire la dose [1, 2, 3, 4, 5] on compte: la chimie de l'eau; les matériaux résistant à la corrosion; les matériaux à faible teneur en cobalt; la décontamination; la filtration à chaud; l'amélioration de la fiabilité, de la maintenabilité et de l'accessibilité de l'équipement; l'amélioration du concept et de l'emplacement du blindage; la planification du travail afin de réduire l'exposition; de meilleures procédures d'opération et d'entretien; et de l'extraction du tritium des systèmes de D_2O et du milieu de travail; la formation et la vigilance du personnel; et bien d'autres améliorations secondaires qui, collectivement, contribuent au succès général obtenu. Les facteurs de capacité remarquables des réacteurs CANDU et la pratique de construire plusieurs réacteurs identiques au même site ont également contribué largement à atteindre de doses affaiblies. Pour 1981, les facteurs de productivité de dose aux travailleurs pour les centrales nucléaires de Pickering A et de Bruce A ont été respectivement de 0.43 et 0.2 rem/MW(e)·a, valeurs considérablement plus faibles que celles généralement obtenues dans les réacteurs à eau sous pression (PWR) et les réacteurs à eau bouillante (BWR).

A cause d'une excellente fiabilité et d'une grande maintenabilité des éléments et des systèmes, les facteurs de capacité des réacteurs CANDU ont été très élevés, ce qui tend à produire une dose réduite et plus uniformément répartie. Les arrêts étant peu fréquents et de courte durée, la dose totale très

réduite résulte beaucoup plus des fonctions d'opération que des fonctions de maintenance à l'arrêt.

2. PERFORMANCE ACTUELLE

Des améliorations telles que l'utilisation de matériaux à faible teneur en cobalt, une plus grande capacité de purification, et le contrôle de la chimie [4] ont réduit l'augmentation des champs de rayonnement. D'autres, telles qu'une meilleure disposition de l'équipement, l'augmentation de la puissance des réacteurs, la construction de centrales composées de plusieurs réacteurs identiques, le partage des travailleurs spécialisés, la formation intensive des opérateurs et du personnel de maintenance [5] et les données résultant de l'expérience acquise [3] contribuent à réduire la dose de façon plus indirecte.

La réduction de la dose commence lors de la phase de conception d'une nouvelle centrale, se poursuit lors du dessin et de la construction et continue jusqu'à la phase d'opération. On incorpore dès la conception de nouvelles centrales l'expérience acquise lors de l'opération des anciennes centrales.

Pour chaque nouvelle centrale CANDU, on établit un programme complet de gestion de la dose qui tient compte, entre autres facteurs, des objectifs de dose, des critères de performance, des guides du dessin et de la valeur économique de chaque remède épargné. Les experts en sûreté radiologique donnent des conseils et des renseignements aux concepteurs tout au long des phases d'ingénierie (conceptuels, préliminaires et détaillés). A la fin de chaque phase, on examine le concept afin de s'assurer que les mesures prises pour réduire le rayonnement sont adéquates.

On tient des relevés des recommandations et des améliorations et des doses d'exposition provenant de tâches et de zones particulières. L'analyse de ces relevés sert à formuler des recommandations pour les concepts qui suivront.

Malgré la croissance normale des champs de rayonnement due à l'opération, on note une tendance générale vers la réduction de la dose collective et de la dose individuelle dans toutes les centrales.

Le fait que la dose interne et la dose externe par MW(e)·a de la nouvelle génération de centrales sont diminuées d'environ un ordre de grandeur par rapport à celles de la génération précédente illustre l'amélioration progressive de la conception et des performances d'opération des réacteurs CANDU (fig. 2).

3. SOURCES D'EXPOSITION AU RAYONNEMENT

3.1 Produits de corrosion activés

Les produits de corrosion activés étaient la principale source de champs de rayonnement dans les premiers réacteurs CANDU. Au début de la décennie 1970, on a lancé un programme général [6] avec lequel on a identifié les méthodes de décontamination afin de

réduire les champs [7, 8], les matériaux qui ralentissent la croissance des champs [9, 10] et les paramètres de la chimie du caloporteur qui influencent cette croissance [11, 12]. Afin de réduire la quantité de produits de corrosion pouvant être activés, un bon contrôle de la chimie est nécessaire depuis la mise en service du réacteur et au cours de sa marche normale ou anormale. Le caloporteur et le modérateur étant séparés, le concept de CANDU-PWR permet de contrôler les paramètres chimiques dans d'étroites limites. Des études fondamentales [6] de la production, du transport, de l'activation et du dépôt des produits de corrosion ont permis d'obtenir des modèles mathématiques fiables qui ont résultés en l'optimisation des paramètres chimiques. Le contrôle chimique serré permet d'utiliser de l'acier de carbone comme matériel pour le circuit primaire et d'éviter ainsi la possibilité de fissuration qu'entraînerait l'emploi de l'acier inoxydable et les coûteuses réparations et les expositions au rayonnement élevées qui en résulteraient.

3.2 Produits de fission

Le combustible CANDU est très fiable [13]. Le concept des tubes de force du réacteur CANDU facilite la localisation et l'enlèvement du combustible défectueux du réacteur sans qu'il soit arrêté. Par conséquent, les champs de rayonnement dû aux produits de fission ont généralement été faibles. Toutefois, la réduction systématique des champs dû aux produits de corrosion ainsi que les défauts occasionnels du combustible, ont fait que les produits de fission sont devenus la principale source de rayonnement externe dans quelques réacteurs. On modifie actuellement les méthodes de décontamination optimisées initialement pour l'enlèvement des produits de corrosion, pour enlever les produits de fission plus efficacement.

3.3 Tritium

Le principal contaminant aéroporté au site des réacteurs CANDU est le tritium, un faible émetteur de particules bêta.

On a réduit les émissions et les doses d'exposition au tritium en:

- 1) réduisant les fuites,
- 2) récupérant l'eau lourde, et
- 3) en ventilant les zones de travail [14, 15].

L'étanchéité a toujours été une importante partie du dessein et de la fabrication des systèmes et des éléments des PHWR, du fait du coût élevé de l'eau lourde. Le souci de réduire les fuites a amené à améliorer le concept d'éléments individuels et à en éliminer d'autres, superflus. Ainsi, bien que les réacteurs de Bruce aient une plus grande taille que ceux de Pickering, ils comportent moins de vannes primaires (19 au lieu de 52) et de joints d'étanchéité de pompes (4 au lieu de 16), ce qui réduit les

chances de fuites de D_2O et, par conséquent, de TDO. On a monté des joints d'étanchéité à soufflet sur les petites soupapes et, sur les plus grandes, des garnitures à charge dynamique [16] afin de réduire davantage les fuites. Ces mesures, et d'autres du même genre, ont permis de réduire les pertes de D_2O dans les réacteurs CANDU-PHWR à <1% de la quantité totale d'eau par an.

On recueille les fuites dans des systèmes très efficaces de récupération d'eau lourde, y compris des sécheurs de récupération de vapeur. Après qu'on a installé des sécheurs améliorés à Pickering A, en 1979, la dose interne dans la centrale est passée de 450 rem en 1979 à 207 rem en 1981 (fig. 1), bien que la concentration de tritium dans l'eau lourde du caloporteur et dans celle du modérateur ait augmenté.

Une réduction notable de la concentration du tritium dans l'atmosphère a, pour conséquence, des exigences moins rigoureuses en ce qui concerne la protection des opérateurs contre les inhalations de vapeurs tritiées. L'équipement protectif est encombrant et, si on peut s'en dispenser, le travail se fait plus rapidement; l'augmentation de la dose interne est moins que la réduction de la dose externe. D'une façon générale, la dose externe est le triple de la dose interne, dans les centrales CANDU.

Du fait que les concentrations de tritium dans le D_2O augmentent dans les dernières années de la vie de la centrale, on y gagne beaucoup à avoir un procédé d'élimination du tritium. On construit un système à Pickering qui limitera l'activité du tritium dans le modérateur à 5 Ci/kg D_2O et à 0.5 Ci/kg D_2O dans l'eau lourde du système de caloportage. Grâce à cette installation, la dose interne des travailleurs, déjà faible, sera encore réduite davantage.

4. DES DEVELOPPEMENTS QUI ONT FAIT LEURS PREUVES

Le caloporteur peut bouillir dans les centrales PHWR avancées et, de ce fait, on a choisi l'Inconel 600 pour les tubes du générateur de vapeur à Bruce A et B au lieu du Monel 400 utilisé à Pickering A et B [9]. Les tubes des centrales les plus récentes sont en Incoloy 800, ce qui assure une meilleure protection contre la corrosion et une diminution de la quantité de produits de corrosion activables dégagés dans le caloporteur [9]. Parmi les améliorations, on compte aussi l'adoption de condenseurs étanches, l'élimination des alliages de cuivre dans les échangeurs de chaleur, et le contrôle de la chimie afin de minimiser le transport des produits de corrosion dans le générateur de vapeur. Ces dispositions ont réduit la probabilité de défaillance des tubes du générateur de vapeur. Le tableau I donne une comparaison du nombre total des défaillances de tubes.

Type de réacteur	Nombre de réacteurs	Nombre de tubes de G.V.	Nombre de défaillances	% des tubes défectueux
CANDU	12	300 599	63	0.02
PWR et BWR	85	1 061 688	22 351	2.1

TABLEAU I PERFORMANCE DES TUBES DE GENERATEUR DE VAPEUR
JUSQU'AU 31 DECEMBRE 1980 [17]

A partir du réacteur Bruce A, les moteurs de pompes principales du système de caloportage et les joints étanches ont été disposés hors du confinement, une barrière contre le tritium et un blindage se trouvant au-dessus de la volute des pompes. Ceci permet d'avoir accès aux moteurs et aux presse-étoupes des pompes tout en minimisant l'exposition du personnel de maintenance aux champs de rayonnement provenant des tuyaux d'alimentation et des collecteurs du système de caloportage. On a développé des joints d'étanchéité de pompe qu'on ne devra remplacer que tous les cinq ans. L'examen des joints d'étanchéité de pompe en service pendant 3 ans et demi à Bruce permet de penser que l'objectif de cinq ans sera atteint. Un autre exemple de blindage est la mise en pratique du concept développé pour CANDU qui consiste à blinder les générateurs de vapeur jusqu'en haut des faisceaux tubulaires.

L'enlèvement des particules suspendues par purification du système de caloportage a été insignifiant. Les centrales en opération ont, normalement, une période de demi-valeur de purification de deux à quatre heures. Pour que l'enlèvement des particules suspendues soit efficace, il faudrait que la période de demi-valeur de filtration ne soit que de vingt minutes. Toutefois, comme indiquent les résultats obtenus à Bruce A, les doses d'exposition totales sont faibles et acceptables. De ce fait, il n'est pas nécessaire d'atteindre des vitesses d'écoulement de purification élevées. Mais on a quand même développé deux types de filtres haute température [18, 19] qu'on pourra installer rapidement au besoin.

On a développé deux nouveaux procédés de décontamination au Canada, le cyclage Redox [7] et le procédé de régénération du produit chimique dilué CAN-DECON¹ [20]. Le cyclage Redox, qui comporte l'addition alternée d'hydrogène et d'oxygène pour faciliter la dissolution des oxydes métalliques, a été utilisé à Douglas Point au début de la décennie 1970; il a permis une réduction notable des champs existant dans les générateurs de vapeur [1].

On a utilisé le procédé CAN-DECON avec succès dans l'ensemble des systèmes de caloportage (y compris le combustible) des réacteurs Gentilly-1 (1973) et Douglas Point (1975); depuis, on l'a utilisé très souvent pour les sous-systèmes et les éléments isolés à Douglas Point, à Pickering et à Bruce.

¹CAN-DECON est une marque déposée

Ce procédé [21] consiste à ajouter directement au système à décontaminer des agents organiques complexants afin d'obtenir une concentration d'environ 0.1% poids. On enlève les métaux dissouts pour résine cationique, ce qui régénère aussi le réactif. A la fin de la décontamination, qui n'oblige pas à enlever le combustible et ne demande que quelques jours d'arrêt, on enlève le réactif à l'aide d'une résine anionique. Ainsi, aucun déchet liquide n'est produit et le volume des déchets solides est très réduit. Un traitement de passivation après la décontamination minimise la recontamination. La figure 4 illustre les facteurs de décontamination élevés et le faible taux de recontamination obtenus dans un BWR après deux applications de CAN-DECON à deux ans d'intervalle. D'autres applications de CAN-DECON dans des LWR ont eu de tout aussi bons résultats [22].

5. NOUVEAUX DEVELOPPEMENTS

5.1 Transport des produits de corrosion

Dans le mécanisme accepté de transport des produits de corrosion dans les réacteurs refroidis à l'eau, les particules en suspension provenant du caloporteur se déposent dans le combustible, deviennent radioactives et se dissolvent dans le caloporteur chauffé. Selon une étude qu'on vient d'achever [23], à de très faibles niveaux des particules suspendues ($<1 \mu\text{g}/\text{kg D}_2\text{O}$), le cobalt dissout provenant du caloporteur peut se déposer directement sur le combustible. Le dépôt ne dépend ni du flux de chaleur ni du degré d'ébullition. La quantité de dépôts constatée expérimentalement ne représente qu'une petite fraction de celle qu'on trouve dans le combustible CANDU. Ce travail est un exemple récent de la connaissance fondamentale qu'on acquiert sur les processus de transport des produits actifs qui permet la minimisation chimique de l'accroissement du champ de rayonnement.

5.2 Développement du procédé de décontamination

Le développement du procédé CAN-DECON, a surtout porté sur l'amélioration de l'efficacité du procédé pour les aciers inoxydables [24] et sur la décontamination quant aux produits de fission [25]. On a déterminé trois pré-traitements efficaces pour rendre solubles les films riches en chrome des solutions CAN-DECON. Chacun d'entre eux conforme au principe de base CAN-DECON des réactifs dilués et des faibles volumes de déchets radioactifs solides. Combiné au traitement normalisé CAN-DECON, chacun de ces traitements entraîne l'élimination de $>90\%$ de la radioactivité des aciers inoxydables et des alliages à haute teneur en nickel tout en obtenant des taux de corrosion acceptables pour tous les matériaux du système.

L'optimisation du procédé pour les produits de fission a surtout porté sur la détermination des polyélectrolytes qui minimisent le nouveau dépôt des particules. Selon les premières expériences, l'acide polyacrylique est le réactif le

plus efficace parmi ceux dont a fait l'essai. On poursuit les expériences afin de développer davantage les possibilités du procédé CAN-DECON.

5.3 Procédé de transfert du tritium

La récupération du tritium contenu dans l'eau lourde du système d'enlèvement du tritium de Pickering est basée sur le procédé éprouvé d'échange catalytique en phase vapeur. L'échange s'effectue à 200°C afin d'éviter l'empoisonnement du catalyseur par l'eau sous forme liquide, et il en résulte un procédé complexe à plusieurs étapes. Le développement d'un catalyseur à l'épreuve de l'humidité [26] a eu pour résultat un nouveau procédé plus simple [27] de transfert du tritium de l'eau lourde à l'hydrogène.

Les expériences effectuées à l'usine pilote ont prouvé que le catalyseur durait assez longtemps et ont démontré les techniques de régénération du catalyseur et elles ont permis d'élaborer un système de purification de l'eau d'alimentation pour prévenir l'empoisonnement du catalyseur [28].

On construit aux Laboratoires Nucléaires de Chalk River de l'EACL un prototype d'installation de récupération du tritium.

6. ESPERANCES

Du fait d'une meilleure disposition, d'une meilleure accessibilité, du nombre d'éléments, de la simplification de l'équipement, du choix des matériaux et des procédures de maintenance et d'opération, on s'attend à ce que la dose d'exposition des travailleurs à Bruce B et à Darlington A soit plus faible encore qu'à Bruce A.

Tous les types de réacteurs nécessitent d'importantes rénovations au cours de leur vie, lesquelles entraînent des doses d'exposition au rayonnement qui pourraient être significatives. En ce qui concerne les réacteurs d'Hydro-Ontario, la dose la plus importante prévue résultera des opérations effectuées pour compenser l'allongement des tubes de force de Pickering A. On envisage plusieurs solutions concurrentes, à savoir:

- 1) le remplacement de canaux de combustible au complet, et
- 2) le changement de place des tubes de force.

A présent, on estime que ces opérations entraîneront des doses d'environ 1 000 et 500 rem par réacteur. La première valeur ne représente que le quart de la valeur estimée originale pour le remplacement des canaux. On est parvenu à cette réduction grâce à l'outillage et la manutention télécommandés qui sont un élément important du plan de travaux. On s'attend à ce que ces doses estimées soient rendues encore moindres du fait des modifications du concept, de la décontamination, de la planification et de l'optimisation, et de la préparation avant les travaux. On a remplacé quelques tubes à Pickering (c'est la raison de la pointe

de 1975 indiquée à la figure 3); on a donc une certaine expérience sur laquelle on peut fonder ce développement. Le remplacement des éléments du coeur du circuit primaire montre la souplesse du concept des tubes de force CANDU, par rapport à celui de la cuve sous pression. Grâce à ces améliorations du concept, l'allongement des canaux de combustible ne nécessitera pas leur remplacement à Pickering B, ou centrales suivantes.

On peut appliquer aux LWR bien des techniques mises au point pour les réacteurs CANDU et déjà utilisées dans les centrales existantes. Par exemple, le procédé CAN-DECON a été plusieurs fois mis en oeuvre dans les BWR [22] et on peut l'appliquer aux PWR avec quelques modifications [24]. Beaucoup d'améliorations d'équipement pour augmenter l'intervalle entre les périodes de travaux d'entretien et réduire le temps nécessaire pour effectuer ces travaux sont applicables aux éléments utilisés dans les LWR. La recherche fondamentale sur les processus régissant la corrosion, le transport des produits de corrosion et le nouveau dépôt des produits activés est précieuse en ce sens qu'on parviendra donc à mieux comprendre les processus qui ont lieu dans les BWR et les PWR.

Ainsi, les nombreux développements qui ont mis les réacteurs CANDU dans la position enviable qu'ils occupent, ont d'heureuses conséquences dans toute l'industrie nucléaire puisqu'ils permettent la réduction de la dose d'exposition des travailleurs nucléaires du monde entier.

REFERENCES

- [1] LeSURF, J.E., WATSON, D.A., WILSON, R., VIVIAN, G.A., Radiation Dose Reduction Programs for CANDU Nuclear Power Stations, paper 3.2-10, 10th World Energy Conf., Istanbul (1977).
- [2] DONNELLY, K.E., SENNEMA, L.J., BUJA-BIJUNAS, L., "Risques professionnels dans le cadre du programme électronucléaire", Séminaire de l'Association nucléaire canadienne sur les risques associés à l'énergie nucléaire en perspective, Toronto (1981).
- [3] KRASNODEBSKI, J., "Programme de l'ingénierie de la qualité à Hydro-Ontario", (Compte-rendu de la Conférence de l'Association nucléaire canadienne, Toronto, 1978), ANC, Toronto (1978) 15.
- [4] LISTER, D.H., WATSON, D.A., "Reducing Radiation Sources in CANDU Nuclear Power Stations", Occupational Radiation Exposure in Nuclear Fuel Cycle Facilities (Proc. IAEA Symp. San Francisco, 1980) IAEA SM 242/18, San Francisco (1980) 351.
- [5] HOWIE, G.R., Ontario Hydro's Nuclear Training Program, 3rd Symposium on Training of Nuclear Facility Personnel, Gatlinburg (1979).
- [6] LeSURF, J.E., Control of Radiation Exposures at CANDU Nuclear Power Stations, J. Br. Nucl. Eng. Soc., 16 1 (1977) 53.
- [7] MONTFORD B., "Decontamination by Cycling Techniques at DPNGS", Proc. Am. Pwr. Conf., 35 (1973) 902.

- [8] PETTIT, P.J. et al., Decontamination of the Douglas Point Reactor by the CAN-DECON Process, *Materials Performance*, 19 (1980) 34.
- [9] TAYLOR, G.F., "Heat Exchanger Tubing Materials for CANDU NGS", (Proc. XXII Nuclear Congress of Rome, 1977) Rome (1977) 251.
- [10] LISTER, D.H., "The Growth of Radiation Fields around CANDU Boilers", *Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems* (Proc. BNES Int. Conf. Bournemouth, 1977) BNES, Bournemouth (1977) 207.
- [11] BURRILL, K.A., Corrosion Product Transport in Water Cooled Nuclear Reactors: Part 1, *Can. J. Chem. Eng.*, 55 (1977) 54.
- [12] BURRILL, K.A., SHADDICK, A., La chimie de l'eau et le dépôt des produits de corrosion sur le combustible pour réacteur nucléaire: résumé des résultats expérimentaux, Rapport de l'Énergie Atomique du Canada, Limitée, AECL-6952 (1980).
- [13] MacEWAN, J.R., NOTLEY, M.J.F., WOOD, J.C., GACESA, M., "Le combustible CANDU, passé, présent à venir", Communication IAEA-CN-12/143 Conférence internationale AIEA sur l'expérience acquise dans le domaine nucléoénergétique, Vienne (1982).
- [14] SENNEMA, L.J., MAAN, M.A., VIVIAN, G.A., "Tritium Control: Field Study at an Open Concept CANDU-PHWR Station", (Proc. 5th Int. Cong. of the Int. Radiation Protection Assoc., Jerusalem, 1980) RPA, Jerusalem 2 (1980) 233-236.
- [15] MAAN, M.A., ANYAS-WEISS, N., LORITZ F., "A Study of Tritium Control in CANDU Power Stations", (Proc. ANS Symp. Dayton, Ohio, 1980) ANS, Dayton (1980).
- [16] ROSS-ROSS, P.A. et al., "Performance and Reliability of Primary Circuit Components in CANDU Reactors", *Progress in Nuclear Energy*, Pergamon Press, 6 (1976).
- [17] TATONE, O.S., PATHANIA, R., Rapport de l'Énergie Atomique du Canada, Limitée, AECL-7689 (manuscript en cours de rédaction).
- [18] HEATHCOCK, R.E., LACY, C.S., "Graphite Beds for Coolant Filtration at High Temperature", *Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems* (Proc. BNES Int. Conf., Bournemouth, 1977) BNES, Bournemouth (1977) 321.
- [19] MOSKAL, E.J., BOURNS, W.T., "High Flow, High Temperature Magnetic Filtration of the Primary Heat Transport Coolant of the CANDU Power Reactors", *ibid* 329.
- [20] LesURF, J.E., SMEE, J.L., Nuclear Reactor Decontamination, *Engineering Journal*, 63 1 (1980) 12-16.
- [21] SMEE, J.L., CAN-DECON - A Dilute Chemical Decontamination Process: Description and Application Experience, ASME Symposium on Experience and Plans for the Decontamination of Nuclear Power Plants, San Francisco, (1980).
- [22] BEAMAN, T.A., SMEE J.L., Experience with Dilute Chemical Decontamination, Decontamination of Nuclear Facilities, ANS/CNA Int. Conf., Niagara Falls (1982).
- [23] LISTER, D.H., KUSHNERIUK, S.A., CAMPBELL, R.H., "The Transport of Radioactive Corrosion Products in High-Temperature Water". III. "The Interaction of Dissolved Cobalt with Heated Zircaloy Surfaces" (manuscript en cours de rédaction).

- [24] TOROK, J., An Oxidizing Pretreatment for the Decontamination of Austenitic Alloys by the CAN-DECON Process, Decontamination of Nuclear Facilities, ANS/CNA Int. Conf., Niagara Falls (1982).
- [25] BAUMGARTNER, E., TOROK, J., Colloid Particle Behaviour in CAN-DECON Decontamination, Decontamination of Nuclear Facilities, ANS/CNA Int. Conf., Niagara Falls (1982).
- [26] BUTLER, J.P., Hydrogen Isotope Separation by Catalyzed Exchange Between Hydrogen and Liquid Water, Separation Science and Technology, 3 (1980) 371-396.
- [27] DOMBRA, A.H., Process for the Extraction of Tritium from Heavy Water, (Brevet en instance).
- [28] CHUANG, K.T., HOLTSLANDER, W.J., "Tritium Transfer Process using the CRNL Wet-Proof Catalyst", Tritium Technology in Fusion and Isotopic Applications (Proc. ANS Top. Meet. 1980), ANS, (1980) 425.

EXTERNE } DOSE TOTALE
 INTERNE } ANNUELLE
 } MESUREE

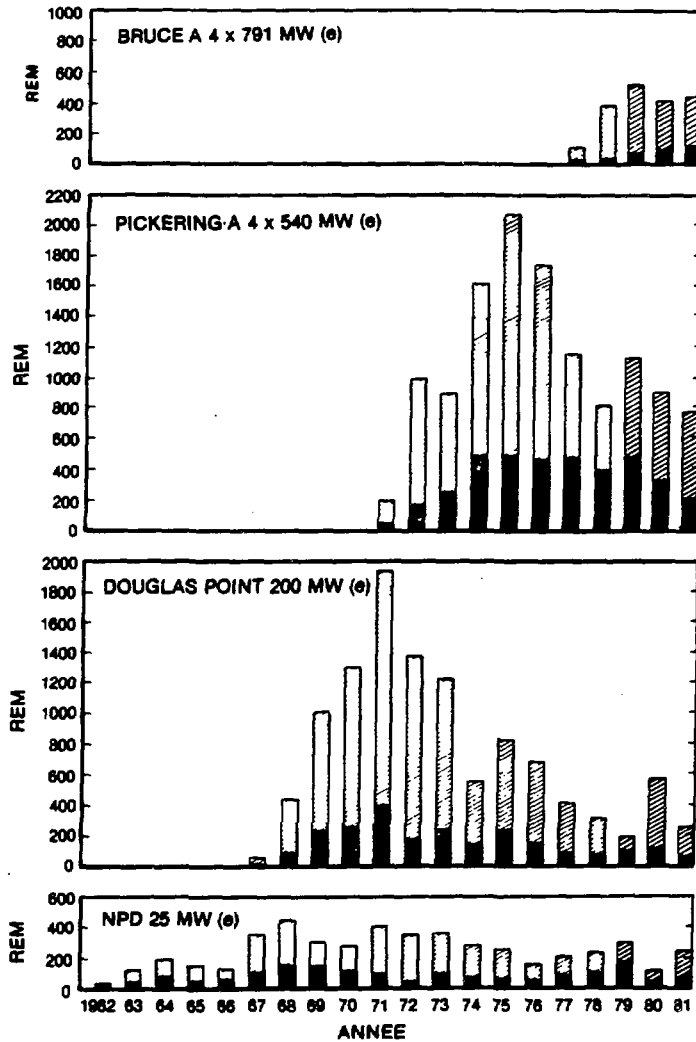


FIG. 1 DOSE TOTALE ANNUELLE DANS LES CENTRALES NUCLEAIRES A EAU LORDE PRESSURISEE

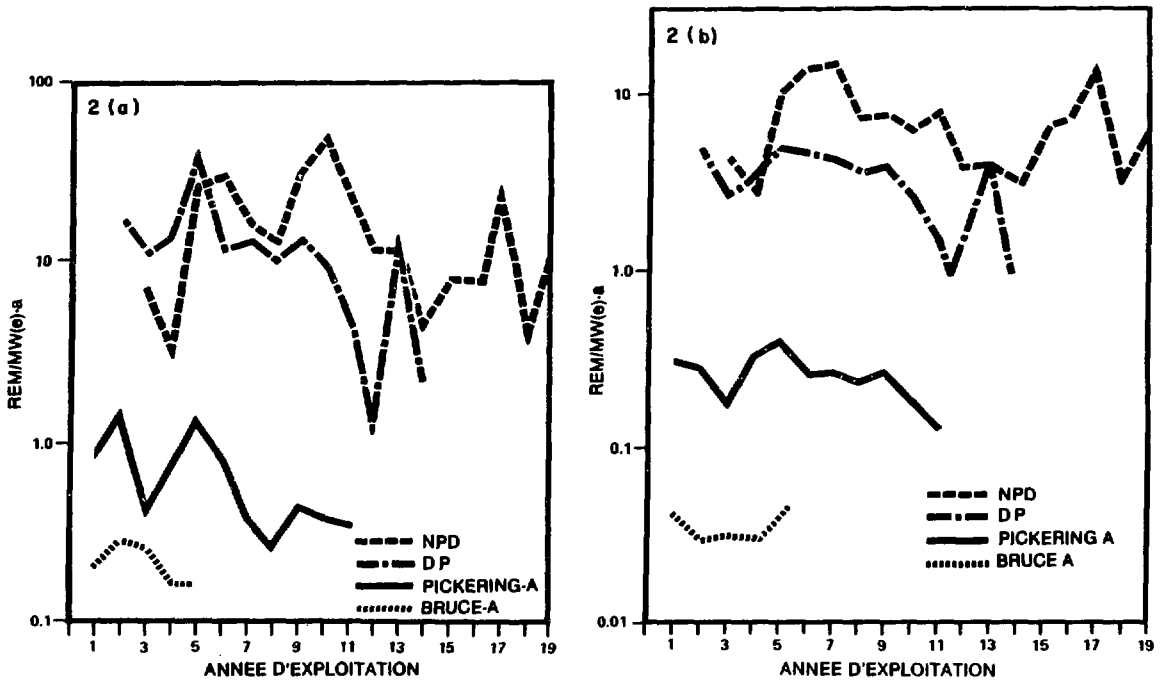


FIG. 2 DOSE PROFESSIONNELLE PRODUITE
 (A) EXTERNE SEULEMENT
 (B) INTERNE SEULEMENT

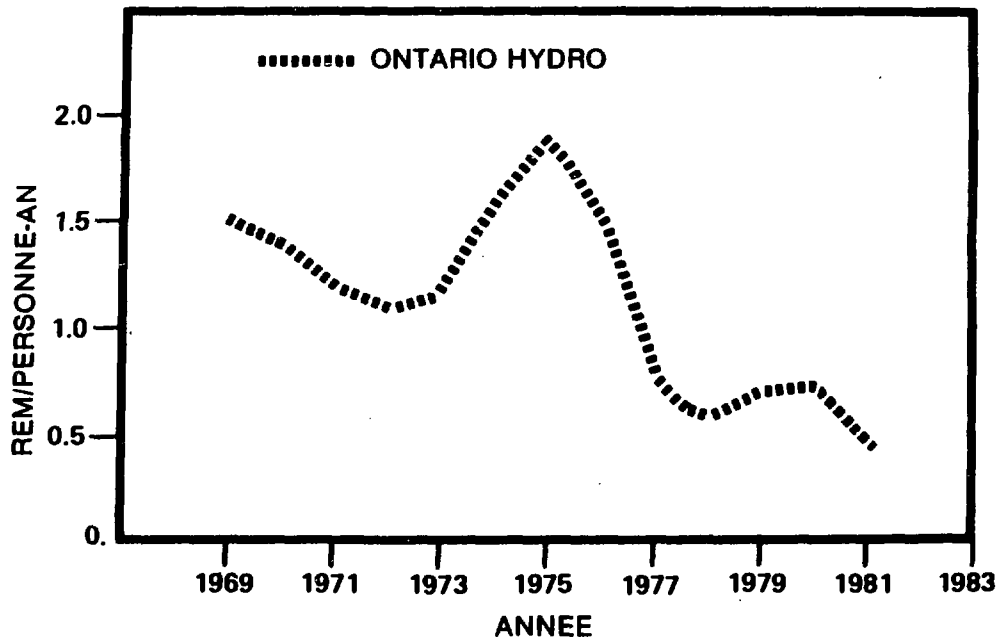


FIG. 3 DOSE MOYENNE REÇUE PAR UN INDIVIDU

CHAMP DE
RADIATION
MOYEN (mR/h)

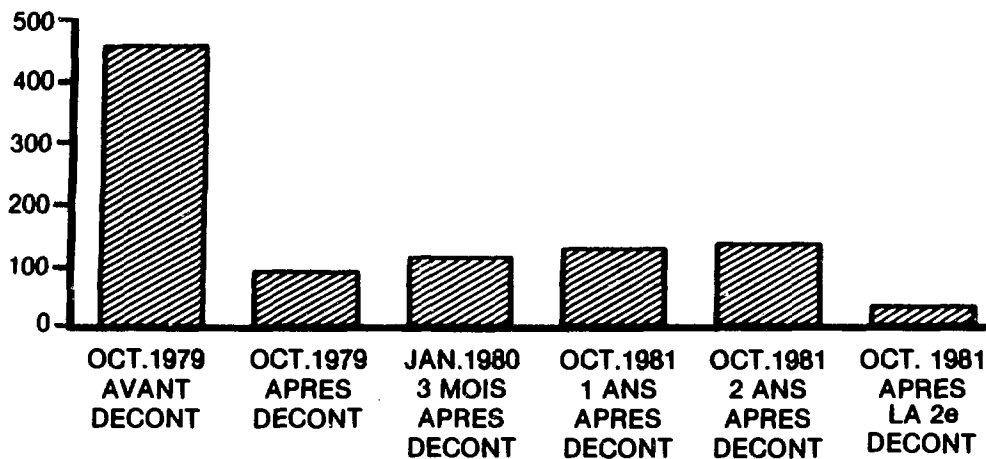


FIG. 4 DONNEES SUR LA DECONTAMINATION/RECONTAMINATION
DU SYSTEME D'EPURATION DE VERMONT YANKEE

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 re-
questing 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