

## Plan des mesures d'urgence nucléaire externe à la centrale nucléaire Gentilly 2

---

# DOCUMENT DE RÉFÉRENCE

- Scénarios d'accidents
- Mesures de protection et  
niveaux d'intervention
- Zones de planification

Groupe de travail sur les  
mesures d'urgence nucléaire  
(GTMUN)

Trois-Rivières  
Janvier 1996

Dépôt légal — 1er trimestre 1996  
Bibliothèque nationale du Québec - Bibliothèque nationale du Canada  
ISBN 2-89340-010-8

© Groupe de travail sur les mesures  
d'urgence nucléaire, 1996

Toute reproduction par quelque procédé que ce soit est  
interdite à moins d'autorisation écrite préalable.

## **2. ANALYSE DES SCÉNARIOS D'ACCIDENTS**

---

## **2.A Choix des scénarios d'accidents**

---

## INTRODUCTION

La planification des mesures d'urgence dans laquelle les autorités publiques sont engagées s'appuie sur la possibilité qu'un accident survienne à la centrale nucléaire Gentilly 2. Mais à quel type d'événement doit-on se préparer ? Quelle ampleur, quelle durée, quelles conséquences doit-on prévoir ? Entre l'incident qui dévie à peine du fonctionnement normal de la centrale et la catastrophe improbable aux conséquences dévastatrices, **il faut décider des limites de la plage d'événements sur laquelle se baseront l'ensemble des décisions relatives à la planification** : mesures de protection à retenir, territoires à considérer, risques à éviter, etc.

Le choix des scénarios<sup>1</sup> d'accidents à la base du plan des mesures d'urgence nucléaire relève, d'une part, d'une prise de position en matière d'orientations et de principes et, d'autre part, de l'analyse des défaillances possibles des systèmes de la centrale Gentilly 2. Dans un premier temps, nous avons procédé à l'étude des recommandations internationales et des approches retenues dans d'autres pays en matière de choix d'une base de planification. La réflexion nous a amenés à proposer certains critères qui présideront au choix des scénarios d'accidents. Par la suite, il a été nécessaire d'étudier le rapport de sûreté produit par l'exploitant à la demande de la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) et des rapports d'analyses complémentaires afin de connaître les défaillances possibles des systèmes de la centrale, leur probabilité et leurs conséquences ainsi que les méthodes employées pour effectuer ces calculs. Compte tenu de nos besoins et des limites des données produites dans le cadre du rapport de sûreté, plusieurs

---

<sup>1</sup> Le concept de «scénario» se définit comme une combinaison spécifique d'événements, de caractéristiques et de processus qui, partant d'un événement initiateur, conduisent à des conséquences radiologiques (CIPR-64, 1992, p.7).

## **2.A Choix des scénarios d'accidents**

---

demandes de calcul ont fait l'objet de rencontres et de correspondance avec les experts de divers départements d'Hydro-Québec.

La présente section se veut une synthèse de la recherche qui a mené aux recommandations concernant les scénarios d'accidents à retenir comme base de planification et une présentation de l'argumentation qui supporte ce choix.

### **1. RECOMMANDATIONS INTERNATIONALES**

Les organismes internationaux concernés par les mesures d'urgence nucléaire (CIPR, AIEA, OMS, etc.) s'en tiennent à un niveau relativement général dans leurs recommandations sur les bases de planification. Les principes présentés au tableau 2.A-1 font l'objet d'un consensus parmi cette communauté scientifique.

Tableau 2.A-1 : Éléments de consensus dans les recommandations internationales

PRINCIPES OU RECOMMANDATIONS	SOURCES
<ul style="list-style-type: none"> <li>Les plans d'urgence doivent être basés sur des <b>données réalistes</b><sup>2</sup></li> </ul>	AIEA (1981), ECKERED (1985), NRC et EPA (1978)
<ul style="list-style-type: none"> <li>Un <b>large éventail d'accidents</b> possibles doit être considéré dans la planification, du moins important au plus grave<sup>3</sup></li> </ul>	AIEA (1981), CIPR (1993), ECKERED (1985), HEDEMANN (1993)
<ul style="list-style-type: none"> <li>L'analyse des accidents possibles doit tenir compte du type et des caractéristiques de l'installation, du site et de la région</li> </ul>	AIEA (1982), CIPR (1993), HEDEMANN (1993)
<ul style="list-style-type: none"> <li>L'<b>analyse des accidents</b> comprend : la détermination du volume et du type de matières radioactives émises (termes-sources), du point de rejet, des conséquences (dose-distance), des voies d'exposition, des délais avant l'exposition et de la durée d'exposition</li> </ul>	AIEA (1982), CIPR (1993)
<ul style="list-style-type: none"> <li>La planification doit considérer le <b>risque individuel et collectif</b></li> </ul>	CIPR (1993)
<ul style="list-style-type: none"> <li>Le <b>niveau de détail de la planification</b> peut varier selon la probabilité de survenue des accidents prévisibles</li> </ul>	CIPR (1993), HEDEMANN (1993)

<sup>2</sup> À ce sujet, notons que les études de sûreté sont considérées comme les données les plus fiables (AIEA, 1981) mais que la plupart des organismes les considèrent d'une prudence excessive. La plupart recommandent de compléter l'analyse des accidents par d'autres types d'études plus réalistes.

<sup>3</sup> La CIPR (1993) et ECKERED (1985) recommandent de planifier pour des scénarios d'accidents dont la probabilité d'occurrence est jugée très faible ou même pour ceux dont la probabilité serait difficile à déterminer (parce que trop faible).

## 2. CADRES DE PLANIFICATION RETENUS AILLEURS

Une description complète des approches privilégiées aux États-Unis et en Ontario se retrouve respectivement dans le document appelé «NUREG-0396» (NRC et EPA, 1978), pour les États-Unis et le rapport du «Working Group #3» (Province of Ontario, 1984) pour l'Ontario. Pour les fins du présent rapport, nous insisterons surtout sur les principales caractéristiques des bases de planification de ces deux voisins du Québec.<sup>4</sup>

Autant l'Ontario que les États-Unis se sont dotés d'une **limite de planification pour les scénarios d'accidents permettant de délimiter les zones de planification d'urgence (ZPU)**. L'éventail des accidents considérés comprend également ceux pouvant avoir des conséquences plus graves que cette limite; ils seront également pris en compte, mais à un autre niveau de planification, comme il en sera question un peu plus loin.

### 2.1 Limite de planification détaillée

La limite de planification détaillée précise le risque maximal pour lequel il est jugé pertinent de développer des activités de planification d'urgence spécifiquement pour répondre aux accidents possibles d'une centrale (ou d'un ensemble de centrales), afin d'assurer une protection rapide et efficace de la population. Ces activités de planification doivent comprendre, par exemple, le

---

<sup>4</sup> En plus de leur situation géographique limitrophe du Québec, ces deux endroits ont été choisis en raison de la disponibilité de documents qui retracent l'origine des décisions concernant les scénarios d'accidents retenus dans la planification d'urgence.



maintien de systèmes d'alerte et mobilisation, la formation du personnel d'urgence et la tenue d'exercices.

### 2.1.1 Limite de planification détaillée pour les États-Unis

La limite de planification a été déterminée à l'aide des doses modélisées en fonction de deux types d'accident : le premier est l'accident de référence le plus sévère étudié par les centrales américaines pour répondre aux normes de la Nuclear Regulatory Commission (NRC) pour l'installation d'une centrale nucléaire aux États-Unis. Cet accident est appelé «design basis loss-of-coolant accident» (ou DBA-LOCA). L'autre type est constitué des accidents les moins sévères de la classe 9, qui est définie comme pouvant entraîner une fonte du coeur du réacteur.

Pour ces deux types d'accident les doses ont été calculées de façon à déterminer à quelles distances certains niveaux d'intervention seraient dépassés. Ces distances ont servi à déterminer la grandeur des zones de planification d'urgence. Ces calculs ont été effectués pour plus de 70 centrales (plus de 129 réacteurs) de puissance variable, allant de 250 à 1200 MW. Le résultat de ces calculs a servi à déterminer des ZPU génériques applicables à l'ensemble des plans d'urgence nucléaires américains.

Ces types d'accident ont une probabilité de survenue estimée à environ  $1 \times 10^{-4}$  par réacteur-année (pour le DBA-LOCA) et  $5 \times 10^{-5}$  par réacteur-année pour les accidents les moins sévères de la classe 9. Il est également mentionné dans le rapport NUREG-0396 (NRC et EPA, 1978) que le DBA-

## 2.A Choix des scénarios d'accidents

---

LOCA n'est pas un accident réaliste car de la façon dont il est analysé, les rejets sont beaucoup plus sévères que ceux auxquels on devrait s'attendre, pour ce type d'accident, dépassant même ceux de certains accidents entraînant une fonte du réacteur.

Les conditions météorologiques utilisées pour effectuer les modélisations ont été très prudentes :

- classe de stabilité F
- vitesse des vents  $\leq 2$  milles à l'heure ( 0,9 m/sec.)
- direction constante des vents.

Ces conditions, constantes pendant 2 heures pour fins de modélisation, ont été évaluées prévalentes dans environ 5% du temps, en moyenne, sur le territoire américain. De plus, aucune protection n'a été considérée pour le calcul des doses, celui-ci étant effectué pour l'individu critique, situé à l'extérieur pendant 2 heures, pour les accidents de type DBA-LOCA, et 24 heures, pour les accidents de classe 9.

Notons que cette approche a été jugée trop prudente par certains<sup>5</sup>, lui reprochant son manque de réalisme. Cette critique s'applique d'une part à l'évaluation des termes-sources utilisés qui ont depuis été réévalués à la baisse (NUREG-1150, 1990). D'autre part, il a été jugé qu'**en tenant compte des activités normales de la population, avec une durée de**

---

<sup>5</sup> Citons à ce chapitre le rapport de HM Nuclear Installations Inspectorate, A review of american nuclear emergency planning, London, 1989.

séjour à l'extérieur de 6 heures sans protection, au lieu de 24 heures, (ce qui se rapproche davantage d'une activité normale), les doses seraient significativement abaissées<sup>6</sup> (H.M.N.I.I., 1989). Quoi qu'il en soit, le NUREG-0396 (NRC et EPA, 1978) demeure toujours la base de planification aux États-Unis.

### 2.1.2 Limite de planification détaillée pour l'Ontario

En Ontario, la limite de planification actuellement en vigueur est basée sur la limite de conception pour les centrales canadiennes, tel que mentionné dans le rapport du Working Group #3 (Province of Ontario, 1984). Cette limite est une dose maximale à ne pas dépasser pour les accidents impliquant une défaillance double<sup>7</sup>, dont la probabilité est inférieure à 1 fois par 3000 réacteur-années. Cette limite est imposée par la Commission de contrôle de l'énergie atomique et elle est de 250 mSv à la limite de la zone d'exclusion (1 km autour de la centrale).

La probabilité d'un accident sur un CANDU pouvant occasionner une dose de 250 mSv à la limite de la zone d'exclusion se situe, selon le groupe #3, autour de  $1 \times 10^{-5}$  par centrale-année, (ou bien  $1 \times 10^{-6}$  par réacteur-année pour une centrale ayant 10 réacteurs en opération, comme à Pickering).

Une suggestion d'utiliser comme limite de planification détaillée une probabilité de  $1 \times 10^{-6}$  par réacteur-année (ou  $10^{-5}$  par centrale-année) a

---

<sup>6</sup> Les doses pourraient être réduites d'environ 50% pour une exposition extérieure de 6 heures sans protection associée à une mise à l'abri subséquente.

<sup>7</sup> Une défaillance double implique un système de procédé et au moins un système spécial de sûreté.

## 2.A Choix des scénarios d'accidents

également été faite par le groupe de travail #8, en 1988. Cette limite, appelée Maximum Planning Accident (MPA) était basée sur une évaluation de la perception de la population, qui exige une planification plus poussée pour le domaine nucléaire que pour les autres risques industriels ainsi que sur l'analyse des accidents possibles sur un réacteur CANDU. Le calcul des doses des «Maximum Planning Accidents» a été fait pour chaque centrale ontarienne, en fonction de paramètres prudents :

- classe de stabilité F pour les premières 6 heures avec une vitesse des vents à 1 m/sec;
- classe D pour les prochains 18 heures, avec des vents à 5 m/sec;
- direction constante des vents x 24 heures.

**Tableau 2.A-2 : Conséquences du Maximum Planning Accident pour la centrale de Pickering (doses en mSv)**

DISTANCE (km)	Doses à la thyroïde			Doses au corps entier			Doses efficaces au corps entier		
	Temps (heures) <sup>1</sup>			Temps (heures)			Temps (heures)		
	4	6	24	4	6	24	4	6	24
1	2000	3000	4000	50	80	100	150	250	300
3	700	900	1200	20	30	40	50	70	90
5	300	400	500	10	20	20	20	40	50
10	50	100	150	2	6	8	4	10	15
15	0	30	60	1	2	3	1	4	6

<sup>1</sup> Temps après le début des rejets (qui commencent 52 heures après le début de l'accident).  
Source : Province of Ontario, 1988.

Cette proposition de MPA issue du groupe de travail #8 déposée en 1988, n'a pas été retenue par le gouvernement ontarien dans la planification d'urgence de cette province qui est toujours basée sur le rapport du groupe #3.

### 2.1.3 Limite de planification détaillée pour quelques pays d'Europe<sup>8</sup>

#### La France

En France, le terme-source de référence a été défini à l'aide de l'étude américaine WASH-1400, sans aucune préoccupation probabiliste. Les autorités publiques françaises jugent l'approche probabiliste trop incertaine et incompatible avec leur philosophie de planification d'urgence. Les français ont également tenu compte de leur capacité de réaction en situation d'urgence pour fixer leur limite de planification. Aucun des scénarios retenus pour l'élaboration des plans d'urgence n'occasionne de défaillance immédiate du confinement.

#### Les Pays-Bas

Le terme-source de référence retenu aux Pays-Bas provient également de l'étude américaine WASH-1400 (accident PWR-5). Les conditions météorologiques choisies pour le calcul de doses sont des vents de 4 m/s avec classe de stabilité D par un temps sec, ce qui correspond au climat du pays 70% du temps. Les doses sont calculées pour un adulte.

---

<sup>8</sup> Les renseignements concernant l'approche des pays européens proviennent majoritairement de l'étude de Wilmart (1990) et de celle de Boeri et Wiktorsson (1988).

## 2.A Choix des scénarios d'accidents

---

### La Suisse

Les autorités de la Suisse ont réalisé une étude de risque afin d'identifier toutes les séquences accidentelles pouvant mener à la fusion du coeur d'un réacteur. Un terme-source de référence couvrant plus de 90% de l'ensemble des séquences accidentelles avec fusion du coeur a été retenu. La limite probabiliste des séquences pour lesquelles un plan d'urgence doit être développé est de  $10^{-6}$ /an. Comme la probabilité des accidents avec défaillance du confinement se situe en-deçà de  $10^{-6}$ /an, ces derniers ne font pas l'objet d'une planification détaillée.

### La Suède

Les suédois ont retenu comme limite de planification détaillée des accidents sévères étudiés dans le rapport WASH-1400, soit les cas PWR-1 et 2 et BWR-1 et 2. Ces accidents (classe 9) pourraient induire des effets précoces sévères à des personnes non protégées durant 24 heures. Pour ces scénarios, on prévoit un délai avant rejets d'environ une heure, avec des rejets d'une durée de 1 à 24 heures.

## 2.2 Pire émission radioactive théorique (PERT)

Cette catégorie d'accidents inclut les accidents les plus graves auxquels la planification d'urgence régulière (non spécifique aux centrales nucléaires) doit être en mesure de répondre. Il s'agit d'accidents moins probables et plus graves que la limite de planification détaillée (scénario SLARS): La PERT permet de tenir compte de toute situation où le pire pourrait survenir :

- sabotage;

- erreur humaine très grave;
- combinaison d'événements difficilement prédictible ou de très faible probabilité;
- événements explicitement exclus des études de sûreté.

### 2.2.1 PERT aux États-Unis

Le NUREG-0396 (NRC et EPA, 1978) mentionne que les accidents les plus sévères analysés dans le rapport WASH-1400 (soit les accidents les plus graves de la classe 9) doivent être considérés dans la planification de sorte qu'il y ait une possibilité d'en réduire les conséquences. Cependant, étant donné leur très faible probabilité d'occurrence, il n'a pas été jugé pertinent d'allouer des ressources supplémentaires pour une planification détaillée pour ce genre d'événement. La façon de répondre à ces accidents consiste, dans la planification actuelle, à prévoir un support supplémentaire (organismes fédéraux) à celui déjà prévu au niveau de l'état et à se fier à la planification d'urgence régulière des municipalités où les populations seraient exposées à des niveaux supérieurs au seuil des effets précoces sévères (2,5 Sv).

### 2.2.2 PERT en Ontario

Pour ce qui est de la planification d'urgence actuelle, l'Ontario n'a pas fait de calcul pour des accidents dont les conséquences dépasseraient la limite de planification détaillée. Le document du groupe #3 mentionne que «pour les accidents beaucoup plus sévères, pouvant par exemple occasionner des doses de l'ordre de 10 Gy à la limite de la zone d'exclusion, ... des mesures de protection devraient être appliquées en dehors de la zone [de

## 2.A Choix des scénarios d'accidents

---

planification d'urgence-Panache], mais cela pourrait se faire efficacement par les organisations d'urgence déjà en place en étendant l'application des mesures pré-planifiées aux régions extérieures au 10 km».

Dans le document du groupe de travail #8 (1988), les auteurs décrivent ce qui est appelé la «Pire Émission Radioactive Théorique» (Worst Credible Radioactive Emission). Dans une étude conjointe, Hydro-Ontario et le Argonne National Laboratory ont procédé à une évaluation de l'inventaire d'un réacteur CANDU (à partir de données provenant d'Hydro-Québec) et ont déterminé un terme-source (% de l'inventaire des différents radioéléments contenus dans les rejets, contenu calorifique, hauteur du panache, etc.) à partir des limites physiques et chimiques des réacteurs ontariens. Une modélisation a permis ensuite de faire le calcul des doses à la population après une détermination de conditions de relâche très prudentes (conditions atmosphériques, direction des vents, etc.). Le résultat de ces calculs a été nommé «Worst Credible Radioactive Emission», expression que nous traduisons par Pire Émission Radioactive Théorique ou PERT. Compte tenu de la démarche théorique employée pour concevoir cet événement, aucune probabilité de survenue n'est associée à cette catégorie d'accident. Rappelons cependant que cette recommandation du groupe de travail #8 (1988) n'a jamais été adoptée par le gouvernement ontarien.



**Tableau 2.A-3 : Les bases de planification en regard des scénarios d'accidents aux États-Unis et en Ontario**

	ÉTATS-UNIS	ONTARIO
<b>Limite de planification détaillée (LPD)</b>	«d.b.a.-loca» (perte de caloporteur) / «most core melt accident» (accidents les moins sévères de la classe 9)	Limite de conception 250 mSv à la zone d'exclusion
<b>Probabilité de survenue</b>	$1 \times 10^{-4}$ à $1 \times 10^{-5}$ /réacteur-année	$\sim 10^{-6}$ /réacteur-année
<b>Critère appliqué pour délimiter la zone de planification d'urgence pour le panache (ZPU-P)</b>	Niveau d'intervention pour l'évacuation (10 mSv/4 jours)	Niveau supérieur d'intervention pour l'évacuation (10 mSv/4 heures)
<b>Critère appliqué pour délimiter la zone de planification d'urgence pour l'ingestion (ZPU-I)</b>	Niveau d'intervention pour l'ingestion de lait contaminé par l'iode-131 vs dose à la thyroïde d'un enfant	Non précisé
<b>Pire émission radioactive (PERT)</b>	«worst core melt» (accident sévère de la classe 9)	- Non défini dans WG#3 : 10 Gy à la zone d'exclusion. - Worst credible radioactive emission (WG#8, 1988)
<b>Critère appliqué pour la planification pour la PERT</b>	Taux significatif d'effets précoces sévères (200 mSv)	Non précisé

### 3. PRINCIPES DIRECTEURS ET CRITÈRES DE DÉCISION RETENUS POUR LE PMUNE-G2

La revue de la littérature et l'analyse des approches retenues ailleurs (aussi dans les pays européens), nous amènent à définir notre position quant aux principes et aux critères à retenir dans le choix des limites de planification, dans la perspective du plan des mesures d'urgence externe de la centrale Gentilly 2.

#### 3.1 Principes directeurs de la planification

- Viser un niveau de planification comparable au contexte nord-américain.
- Planifier pour un éventail d'accidents possibles à la centrale Gentilly 2.
- Retenir comme accident limite celui qui occasionne la dose individuelle (individu critique) et la dose collective (dose à la population) les plus élevées.
- Il nous apparaît opportun de choisir un scénario avec une probabilité plus faible que ce qui se fait habituellement pour d'autres risques (environ  $10^{-2}$  ou 1/100 par année), compte tenu de la perception du risque nucléaire dans la population et de son attente d'une planification plus importante que pour d'autres risques.
- Utiliser des données réalistes et plausibles pour déterminer les scénarios d'accidents.

## 3.2 Aspects considérés

### 3.2.1 Aspect de la radioprotection

Les limites de la planification d'urgence pour les scénarios d'accident doivent être choisies de façon à assurer la protection des personnes et des milieux entourant la centrale nucléaire Gentilly 2 des rejets radioactifs consécutifs aux accidents.

Aucune limite formelle de probabilité n'a été définie pour indiquer aux autorités publiques jusqu'où une planification détaillée serait nécessaire. Cependant, à l'examen des plans d'urgence dont nous avons pu avoir copie, nous n'avons pas relevé d'endroit où un scénario d'une probabilité inférieure à  $10^{-6}$  par année aurait pu être utilisé pour une planification d'urgence détaillée. Rappelons que dans le monde industriel en général, il est rare qu'une planification d'urgence soit mise en place pour des risques dont la probabilité est inférieure à  $10^{-2}$  (soit une chance sur 100) par année (Province of Ontario, 1984 et 1988).

### 3.2.2 Aspect psychosocial

Bien que le choix des scénarios d'accidents ne fasse pas l'objet d'un débat public, il convient de tenir compte de certains éléments qui peuvent influencer les décisions, tel que le recommandait le groupe de travail ontarien qui s'est penché sur la question en 1988 (Province of Ontario, 1988) :

## 2.A Choix des scénarios d'accidents

---

- la population s'attend à ce que la planification d'urgence nucléaire soit faite à un niveau beaucoup plus élevé que pour d'autres types d'urgence, tels les ouragans ou les inondations. Cela implique un niveau de préparation plus élevé pour des événements moins susceptibles de survenir;
- la population est davantage préoccupée par les conséquences et les effets néfastes de l'équation du risque ( Risque = conséquences X probabilité), et s'intéresse beaucoup moins, à prime abord, à la probabilité d'occurrence des événements qui peuvent engendrer ces conséquences;
- la population s'attend à ce que des mesures de protection soient mises en place pour les pires situations qui peuvent se produire. Un sondage réalisé en 1991 auprès de la population entourant la centrale Gentilly 2 (Lévesque *et al.*, 1992) confirme que les gens perçoivent qu'un accident serait une catastrophe.

La «Nuclear Regulatory Commission» (États-Unis), dans ses recommandations, tient également compte de la perception de la population vis-à-vis le risque nucléaire, indiquant même que «la planification d'urgence nucléaire n'est pas basée sur des probabilités, mais sur la perception de la population du problème et de ce qui doit être fait pour assurer sa sécurité vis-à-vis celui-ci. En bout de ligne il s'agit d'une question de prudence plus que de nécessité» (NUREG-0396, NRC et EPA, 1978).

### 3.2.3 Aspect politique

À notre connaissance, le Québec n'a pas adopté de ligne de conduite en matière de niveau de risque acceptable ou nécessitant une planification d'urgence.

## 3.3 Critères pour le choix des scénarios

Rappelons d'abord que le choix des scénarios d'accidents pour lesquels une planification d'urgence est requise constitue, avec le choix des niveaux d'intervention pour les mesures de protection, une variable décisive dont découle la délimitation des zones de planification d'urgence (ZPU).

### 3.3.1 Cadre de la planification

À l'exemple des États-Unis et de l'Ontario, nous retenons un cadre de planification comprenant deux catégories d'accidents : celle nécessitant une planification d'urgence détaillée, avec un scénario d'accident limite pour cette catégorie et celle des accidents plus graves que cette limite, avec en bout de ligne la pire émission radioactive (PERT).

- 1) Un scénario permettra d'établir une **limite de planification détaillée**; c'est une limite en deçà de laquelle des mesures de protection doivent être prévues et préparées de façon détaillée.
- 2) La **pire émission radioactive théorique (PERT)** fournira les bases d'une planification pour toute situation qui pourrait survenir, sans égard à l'aspect probabilité. Elle permettra de répondre au besoin

## 2.A Choix des scénarios d'accidents

---

de la population d'avoir une certaine protection contre tout événement potentiel qui pourrait survenir, peu importe sa cause et sa probabilité de survenue. Le niveau de planification pour ce scénario sera par contre moins élevé. En effet, à cause de la probabilité de survenue beaucoup plus faible que pour la limite de planification détaillée, l'objectif de planification<sup>9</sup> pour ces accidents sera **d'éviter ou de limiter les effets précoces sévères** qui pourraient survenir suite à ce type d'exposition. D'autre part, la réponse à cette catégorie d'événement se fera grâce à deux moyens: la planification d'urgence régulière des municipalités pour tout type de sinistre et la prévision d'un apport supplémentaire de ressources qui, en cas de besoin, pourront provenir du gouvernement fédéral ou américain, par exemple, grâce à des ententes prévues dans le plan. Ces ressources supplémentaires permettront d'étendre l'application des mesures de protection en-dehors des ZPU.

Le seuil des effets précoces sévères servira donc à déterminer les municipalités où il faudra s'assurer qu'une planification d'urgence optimale existe pour répondre à cette catégorie d'accidents.

---

<sup>9</sup> L'objectif de planification est à distinguer de l'objectif d'intervention. En effet, pour le premier, les efforts de **planification** sont faits pour éviter les effets précoces sévères, de façon à ne pas gaspiller de ressources dans une planification très élaborée en fonction d'accidents très peu probables. En situation réelle, l'**intervention** visera, avec toutes les ressources qui seront alors disponibles, à éviter le plus possible d'effets sur la santé (ou autrement dit à éviter le maximum de dose à la population), y compris les effets stochastiques (de type cancer), en plus d'éviter les effets déterministes.

### 3.3.2 Seuil des effets précoces sévères

Pour déterminer le seuil des effets précoces sévères qui sera retenu pour la planification de la PERT, les niveaux suivants ont été examinés :

- 500 mSv : seuil d'apparition des effets précoces non sévères (baisse réversible des globules blancs dans le sang). Niveau utilisé en Ontario pour la pire émission radioactive théorique.
- 1 Sv : niveau sous lequel la CIPR considère qu'il n'y aura pas de décès, même chez les individus les plus à risque et en l'absence de soins médicaux.
- 1,4 Sv : niveau sous lequel la US-EPA considère que le nombre de décès attendus sera nul ou indéterminé.
- 2 Sv : 15% des décès attendus dans la population exposée selon la US-EPA. Niveau utilisé pour évaluer les effets de la pire émission radioactive aux États-Unis (NUREG-0396, NRC et EPA, 1978).
- 3 Sv : 50% des décès attendus selon US-EPA.
- 3 à 5 Sv : 50% des décès attendus après une exposition aiguë selon CIPR-60.

Compte tenu du principe émis par l'AIEA dans un document récent (Safety Series #109, 1994b), à l'effet que pour les effets déterministes, il fallait utiliser les doses projetées (voir chapitre sur les niveaux d'intervention) à l'individu le plus à risque, le *niveau de 1 Sv* (soit le seuil d'apparition des décès chez les individus les plus à risque, d'après CIPR-60), *sera retenu*.

### 3.3.3 Niveau de risque minimal nécessitant une planification détaillée

Un accident à la centrale nucléaire entraînerait inévitablement des réactions de la population, même si des rejets minimes n'avaient aucune conséquence sur la santé physique. Il nous semble pertinent de déterminer un ordre d'accident ou d'incident à partir duquel une planification d'urgence détaillée devrait être développée. Dans le domaine des accidents nucléaires, «la perception équivaut à la réalité» affirment les spécialistes de la perception du risque (Covello, 1994) et le sondage effectué auprès de la population entourant la centrale en 1991 (Lévesque et al., 1992) montre qu'un accident dans une centrale nucléaire serait probablement perçu comme une catastrophe.

Compte tenu de ces éléments, *nous recommandons que la limite minimale de planification soit un scénario d'accident sans effets à la santé physique avec ou sans rejet de matières radioactives*. Le risque considéré ici est plutôt de nature psychosociale (perturbation, stress, angoisse) et logistique. En effet, un **incident banal mal véhiculé dans l'opinion publique** pourrait demander une mobilisation importante des autorités publiques pour encadrer une évacuation spontanée, les demandes d'information de la population ou les services psychosociaux à offrir. La mesure de la gravité d'un tel accident ne dépend pas de sa probabilité ou de ses conséquences mais bien de ses impacts dans la population.



### 3.3.4 Niveau de risque maximal nécessitant une planification détaillée

#### Probabilité de survenue des accidents

Il a été mentionné précédemment qu'aux États-Unis, le groupe de travail du NUREG-0396 (NRC et EPA, 1978) n'avait pas jugé bon d'établir une probabilité générique de planification. Le concept de probabilité est plutôt venu donner une perspective additionnelle sur les bases de planification (en évaluant l'éventail des conséquences des accidents et en délimitant des limites raisonnables de planification). En Ontario, le niveau maximal de planification est basé sur une norme de la CCEA établissant la limite de conception pour les accidents impliquant une défaillance double.

Dans ces deux cas comme également celui des pays européens, le niveau maximal de planification détaillée n'est donc pas fondé sur un niveau de probabilité. Nous pouvons également ajouter quelques considérations supplémentaires qui rendent moins intéressante l'utilisation des données de probabilités pour établir une limite de planification:

- le degré d'incertitude dans le calcul des probabilités, qui peut parfois atteindre plusieurs ordres de grandeur<sup>10</sup>;
- le fait de ne pas pouvoir situer la valeur déterminée pour la probabilité d'un accident dans la marge d'incertitude<sup>11</sup>.

---

<sup>10</sup> Birkhofer, 1991.

<sup>11</sup> Communication de monsieur Raynald Vaillancourt, section Sûreté et permis, Hydro-Québec, centrale Gentilly 2, au GTMUN, septembre 1994.

Compte tenu de l'ensemble de ces informations, il ne nous semble pas pertinent d'établir une limite de probabilité pour ce qui concerne les scénarios d'accidents à inclure dans le PMUNE-G2. Étant donné le rôle de la CCEA d'assurer la sécurité de la population vis-à-vis le risque nucléaire et ses exigences vis-à-vis les opérateurs de centrales, *nous recommandons de retenir dans la planification détaillée tous les scénarios d'accidents étudiés dans le rapport de sûreté de Gentilly 2, sans limite de probabilité.* Le scénario limite, pour la planification détaillée, sera donc défini à partir de l'accident analysé dans le rapport de sûreté représentant les plus hautes doses individuelles et collectives.

### 3.3.5 Défaillance du confinement

Lors d'un accident (ex.: perte de caloporteur), le fonctionnement du système de confinement des matières radioactives du bâtiment réacteur de la centrale influence la réponse d'urgence de deux façons. Si le confinement fonctionne normalement, il se scelle automatiquement sur un signal en provenance des détecteurs qu'il contient (présence anormale de radioactivité, de chaleur, humidité ou haute pression) et limite ainsi les rejets à l'environnement. Cela permet d'organiser les mesures de protection pour la population (mise à l'abri, évacuation, comprimés d'iode) prévues dans le plan d'urgence.

Si, par contre, il y a indisponibilité du confinement (calculée à une probabilité de  $10^{-4}$  par année, pour Gentilly 2), cela signifie que les matières

radioactives, pendant une certaine période<sup>12</sup>, s'échappent directement dans l'environnement par les ouvertures. Selon les conditions atmosphériques, la vitesse des vents et la localisation des personnes exposées, le temps de transport de ces matières et, par conséquent, le délai disponible avant l'exposition de la population seront relativement courts, comme le démontre le tableau 2.A-4. La seule mesure vraisemblablement applicable avant l'exposition de la population serait dans un premier temps la mise à l'abri, même si l'on atteignait les niveaux d'intervention pour l'évacuation. En effet, la population serait mieux protégée confinée dans les maisons plutôt que par une évacuation sous le nuage radioactif. Le tableau 2.A-5 donne un aperçu des fréquences des vitesses de vent dans le secteur de la centrale Gentilly 2.

Cet élément a donc des impacts majeurs pour la planification des mesures de protection pour la population et *nous recommandons que la limite de l'accident nécessitant une planification détaillée inclue au moins un scénario d'accident avec indisponibilité du confinement.*

---

<sup>12</sup> Délai entre l'événement initial et le temps requis pour reconnaître l'accident et activer le système de confinement (manoeuvre effectuée en salle de commande ou manuellement, par un travailleur de la centrale).

## 2.A Choix des scénarios d'accidents

Tableau 2.A-4 : Délai avant exposition de la population en fonction de la vitesse des vents et de la localisation par rapport à la centrale<sup>13</sup>

VITESSE DES VENTS	LOCALISATION PAR RAPPORT À LA CENTRALE <sup>14</sup>	DÉLAI AVANT EXPOSITION (Minutes)
2 km/heure	5 km	150 minutes (2,5 h)
	10 km	300 minutes (5,0 h)
	15 km	450 minutes (7,5 h)
	20 km	600 minutes (10 h)
3 km/heure	5 km	100 minutes (1,6 h)
	10 km	200 minutes (3,3 h)
	15 km	300 minutes (5,0 h)
	20 km	400 minutes (6,6 h)
5 km/heure	5 km	60 minutes (1,0 h)
	10 km	120 minutes (2,0 h)
	15 km	180 minutes (3,0 h)
	20 km	320 minutes (4,0 h)
10 km/heure	5 km	30 minutes (0,5 h)
	10 km	60 minutes (1,0 h)
	15 km	90 minutes (1,5 h)
	20 km	120 minutes (2,0 h)
15 km/heure	5 km	20 minutes
	10 km	40 minutes
	15 km	60 minutes
	20 km	80 minutes
20 km/heure	5 km	15 minutes
	10 km	30 minutes
	15 km	45 minutes
	20 km	60 minutes

<sup>13</sup> Il importe de souligner que, de façon générale, plus la vitesse du vent est élevée, plus faible sera la dose à la population, pour un même terme-source (EPA et NRC, 1978).

<sup>14</sup> Plus une personne est éloignée de la centrale, plus faible est la dose qu'elle sera susceptible de recevoir, compte tenu des facteurs de désintégration, de dispersion du nuage et de dépôt de matières radioactives.

Tableau 2.A-5 : Fréquence des vitesses des vents à Gentilly 2 pour l'année 1994

VITESSE DES VENTS	FRÉQUENCE APPROXIMATIVE À GENTILLY 2
2-7 km/heure	~ 13 %
8-15 km/heure	~ 42 %
> 15 km/heure	~ 45 %

Approximation calculée à partir de la figure 28, p. 40 du document Résultats du programme de surveillance radiologique de l'environnement du site Gentilly : rapport annuel 1994.

#### 4. ANALYSE DES ACCIDENTS POSSIBLES À LA CENTRALE GENTILLY 2

##### 4.1 Les méthodes d'analyse

Deux méthodes complémentaires, l'une déterministe (encadrée par une norme nationale) et l'autre probabiliste sont actuellement utilisées afin de vérifier si les objectifs de sûreté imposés par la CCEA sont atteints. Le tableau 2.A-6 résume les caractéristiques de ces deux méthodes.

Tableau 2.A-6 : Méthodes d'analyse des accidents possibles

	DÉTERMINISTE	PROBABILISTE
Objet	<ul style="list-style-type: none"><li>prédire le déroulement des événements et leurs conséquences</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>évaluer la probabilité de tout enchaînement particulier d'événements et de ses conséquences</li></ul>
Procédure	<ul style="list-style-type: none"><li>des événements de référence sont choisis comme enveloppe d'une série d'événements initiateurs qui pourraient mettre en danger la sûreté de la centrale et une analyse est faite pour démontrer la réaction de la centrale et de ses systèmes aux événements de référence</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>calcul de la probabilité de défaillance des différents systèmes impliqués dans une séquence d'événements donnée afin de connaître la probabilité de survenue de l'accident</li></ul>

Malgré la rigueur des analystes, ces méthodes comportent certaines **sources d'incertitude**<sup>15</sup> dont les principales sont :

- le caractère incomplet de la sélection et des caractéristiques des événements initiateurs et des scénarios analysés ainsi que de la modélisation des interdépendances de systèmes techniques complexes (ex. : plusieurs événements initiateurs connexes);
- l'invalidité de la modélisation de processus complexes en dehors du contrôle en fonctionnement normal, par exemple, plusieurs opérations survenant dans des séquences d'accidents pour lesquelles on a peu d'expérience;
- l'incertitude reliée à l'analyse du facteur humain, spécialement pour ce qui concerne le traitement des erreurs reliées à l'exécution de tâches prescrites («errors of commission») et à l'attitude du personnel;
- l'incertitude des analyses dont les conclusions sont basées principalement sur des jugements d'experts et la dépendance vis-à-vis l'informatique.

## 4.2 Les données du rapport de sûreté et les données complémentaires

### 4.2.1 Description du rapport de sûreté

Comme tout opérateur de centrale nucléaire, Hydro-Québec doit produire un rapport de sûreté. Ce dernier est un document s'adressant en premier lieu à la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA). La fonction du rapport de sûreté consiste à présenter à la CCEA :

---

<sup>15</sup> Ces sources d'incertitude sont relevées dans la CIPR-64 (1992).

## 2.A Choix des scénarios d'accidents

---

- a) une description à jour des divers systèmes de la centrale, et
- b) une description des analyses de sûreté (de type déterministes) réalisées pour démontrer que la centrale est conçue et opérée de manière à respecter les exigences de sûreté édictées par la CCEA ou tout autre organisme faisant autorité.

Le rapport de sûreté est revu et mis à jour tous les trois ans durant l'exploitation de l'établissement nucléaire et le plus récent de la centrale Gentilly 2 a été publié en décembre 1993.

### 4.2.2 Calcul des doses

À l'aide d'un modèle informatisé (PEARF, un standard canadien), les spécialistes d'Hydro-Québec calculent les doses pour l'individu critique<sup>16</sup> et pour la population dans le cadre du rapport de sûreté. Les hypothèses retenues pour le calcul des doses dans le rapport de sûreté s'avèrent d'une extrême prudence, surtout les doses à l'individu critique. Cette prudence touche particulièrement au calcul de doses, aux données météorologiques (persistance des mêmes conditions de température sur une période prolongée), à la durée d'exposition (60 jours) ainsi qu'à l'intégration des doses dès l'accident, sans tenir compte du temps de transport des substances radioactives du réacteur au lieu de résidence. Bien qu'une telle approche réponde aux exigences de la Commission de contrôle de l'énergie atomique,

---

<sup>16</sup> L'«individu critique» (ou le calcul du pire cas) est une notion théorique utilisée pour le calcul des doses. Elle suppose qu'une personne se situe à la limite de la zone d'exclusion (1 km du réacteur) et qu'elle est exposée sans protection au nuage ainsi qu'aux dépôts radioactifs au sol. Les paramètres utilisés dans ce calcul (ex: conditions atmosphériques) sont déterminés de façon à maximiser la dose.



elle va à l'encontre des recommandations internationales récentes (CIPR, CEC) qui demandent d'utiliser des données réalistes pour la planification d'urgence.

Afin d'obtenir des estimations de doses moins conservatrices, nous avons eu accès aux résultats des calculs effectués à l'aide des systèmes informatisés développés par Hydro-Québec, qui permettront d'évaluer les conséquences des accidents en situation réelle, en termes de rejets à l'environnement et de doses à la population. Un calcul des doses a donc été effectué sur ces modèles, appelés SIAD ANGE2 et DOSE.<sup>17</sup> Le **SIAD ANGE2 permet d'obtenir des évaluations «plus réalistes»**, en intégrant la durée d'exposition de l'individu et la position du nuage radioactif en fonction du temps. De plus, contrairement au PEARF, il surestime moins les dépôts secs et humides ainsi que les concentrations. Ce modèle a été évalué par un expert du ministère de l'Environnement et de la Faune du Québec (Leduc, 1995) qui le juge adéquat et plus flexible que le modèle DOSE. Il ne calcule cependant que les doses à l'individu critique (et non les doses à l'individu moyen, comme peut le faire le logiciel PEARF). Les données météorologiques utilisées pour les fins de planification sont très conservatrices, bien qu'en situation réelle, le SIAD ANGE2 permette d'intégrer dans le temps les changements pouvant affecter la direction des vents ou la classe de stabilité, et ainsi rendre plus réaliste la valeur des doses projetées pour la population.

---

<sup>17</sup> Ces deux modèles répondent à la même norme canadienne (CSA-N288.2-1991) et ont plusieurs caractéristiques similaires; le SIAD ANGE2 offre cependant plus de possibilités compte tenu de nos besoins.

## 2.A Choix des scénarios d'accidents

---

Nous utiliserons donc pour l'analyse des accidents possibles à Gentilly 2 les données suivantes :

- pour les doses reliées au risque individuel: les doses à l'individu critique calculées sur SIAD ANGE 2;
- pour les doses reliées au risque collectif: les doses à la population issues du rapport de sûreté 1993.

### 4.2.3 Calcul des probabilités de survenue

Les probabilités d'événements pouvant entraîner des rejets de matières radioactives à l'extérieur de la centrale nucléaire Gentilly 2 ont été évaluées par des études probabilistes de sûreté nucléaire (EPS). Une étude matricielle de sûreté vise à identifier et à décrire, d'une part, les combinaisons d'événements pouvant causer l'accident majeur non désiré et, d'autre part, les combinaisons d'événements qui découlent de cet accident majeur non désiré. La marge d'incertitude de ces calculs probabilistes peut atteindre deux ordres de grandeur par rapport au résultat obtenu. Pour pallier en partie à cette incertitude, Hydro-Québec analyse toute séquence d'événements jusqu'à une fréquence de  $1 \times 10^{-7}$ /année, niveau en-deçà duquel tout événement sera considéré comme non crédible, donc improbable (Vaillancourt, 1992).

#### 4.2.4 Calcul des niveaux de risque

Les différents types d'accidents étudiés, selon leur nature et le fait qu'ils soient simples ou doubles<sup>18</sup>, ont des probabilités de survenue variables et entraînent des conséquences différentes, tant pour la dose à l'individu critique que celle à la population. Pour documenter ces conséquences, plusieurs calculs ont été effectués par Hydro-Québec à notre demande, afin d'obtenir plus de détails sur les doses occasionnées par certains de ces accidents. Après avoir évalué nos besoins en fonction des recommandations internationales et pris connaissance des possibilités et des limites des différents modèles, nous avons décidé d'utiliser pour le calcul des doses à la population en fonction des distances, les résultats fournis par le SIAD ANGE2.

#### 4.2.5 Résultats des calculs (scénarios)

Plusieurs catégories d'accidents potentiels ont fait l'objet de calculs de dose avec SIAD ANGE2 (voir annexe 2). Une demande de données sur les probabilités de survenue de ces accidents a également été acheminée à Hydro-Québec. Les résultats de ces calculs comparés aux données du rapport de sûreté sont présentés au tableau 2.A-7 qui comprend des renseignements sur :

---

<sup>18</sup> Un accident double implique, en plus de la défaillance d'un système de procédé, une défaillance additionnelle du confinement ou d'un système spécial de sûreté.

### a) les catégories d'accident

Les scénarios représentant les plus hautes doses en fonction de différentes catégories d'accidents ont été retenus :

- I. Accident simple du rapport de sûreté occasionnant la plus haute dose à la population.
- II. Accident simple modélisé occasionnant la plus haute dose à l'individu critique.
- III. Accident double du rapport de sûreté impliquant une défaillance du confinement et occasionnant la plus haute dose à la population.
- IV. Accident double calculé avec SIAD ANGE2 impliquant une défaillance du confinement et occasionnant la plus haute dose à l'individu critique.

### b) Types d'accidents et probabilité de survenue par année

- le type d'accident fait référence à une description de chacun des accidents analysés dans le rapport de sûreté;
- les probabilités de survenue annuelle sont tirées de l'étude matricielle 66-DSM-8 (Hydro-Québec, 1982), sauf pour la probabilité reliée au bris d'un tuyau dans le générateur de vapeur (information fournie par monsieur Raynald Vaillancourt, de Hydro-Québec, en septembre 94).

c) Dose totale à l'individu critique, organisme entier

- la dose la plus élevée qui a été calculée à partir des deux sources de données utilisées (rapport de sûreté ou calcul sur SIAD ANGE2);

d) Dose totale à la population, organisme entier

- il s'agit pour la plupart de données tirées du rapport de sûreté avec l'ajout du calcul sur SIAD ANGE2 qui a permis de vérifier que le bris de raccord d'extrémité avec défaillance du confinement produisait des doses supérieures à tout autre scénario entre 1 et 80 km du réacteur.

## 2.A Choix des scénarios d'accidents

Tableau 2.A-7 : Doses calculées par Hydro-Québec en fonction de différentes catégories d'accidents pour Gentilly 2

Catégorie d'accident	Type d'accident et probabilité d'occurrence <sup>1</sup> par année	Dose totale à l'individu critique (organisme entier) <sup>2</sup> mSv	Dose totale à la population (organisme entier) pers-Sv <sup>3</sup>
I. Accident simple du rapport de sûreté occasionnant <u>la plus haute dose à la population</u>	Bris d'un tuyau dans le générateur de vapeur $\approx 1 \times 10^{-5}$ <sup>4</sup>		52
II. Accident simple modélisé occasionnant <u>la plus haute dose à l'individu critique</u>	PERCA avec perte de catégorie IV $1 \times 10^{-4}$	1,3	
III. Accident double du rapport de sûreté impliquant une défaillance du confinement et occasionnant <u>la plus haute dose à la population</u>	Bris d'un raccord d'extrémité avec défaillance du confinement $1 \times 10^{-7}$		300
IV. Accident double modélisé sur SIAD ANGE2 impliquant une défaillance du confinement et occasionnant <u>la plus haute dose à l'individu critique</u>	Bris d'un raccord d'extrémité avec défaillance du confinement $1 \times 10^{-7}$	100	

1 Données pour la plupart tirées de l'étude matricielle 66-DSM-8, juin 1982 (Hydro-Québec).

2 Calculs effectués sur SIAD ANGE2, rapports de août 1994 et octobre 1994.

3 Données tirées du rapport de sûreté, Centrale nucléaire Gentilly 2, Édition 1993.

4 \* Communication de monsieur Raynald Vaillancourt, Centrale nucléaire Gentilly 2, oct. 94.

### 4.3 Les conséquences potentielles des accidents analysés

- a) Parmi les scénarios d'accidents analysés par Hydro-Québec, aucun n'entraîne des doses qui atteignent le niveau où des effets précoces sur la santé commencent à se manifester, soit de 250 à 500 mSv (voir listes des effets précoces à l'annexe 3.A-1).
  
- b) Les doses au fœtus pouvant entraîner des manifestations de type retard mental ou microcéphalie sont de l'ordre de 100 mSv.<sup>19</sup> L'accident de type bris de raccord d'extrémité avec défaillance du confinement est le seul dont les doses (à l'individu critique) atteignent ce niveau, mais seulement à une distance de 1 et 2 km du réacteur, et pour une exposition de 24 heures sans protection (de type mise à l'abri dans les maisons). En tenant compte de la protection offerte par la mise à l'abri qui suivrait l'alerte si un accident survenait, les doses seraient inférieures à 100 mSv, même pour des travailleuses enceintes du Parc industriel et portuaire de Bécancour qui est adjacent au territoire de la centrale.
  
- c) Pour ce qui est du risque collectif, les seules données qui permettent d'en faire une approximation sont celles du rapport de sûreté, car le SIAD ANGE2 ne donne pas les doses à l'individu moyen, donnée nécessaire à ce calcul. La dose maximale à la population dans le rapport de sûreté est celle reliée au bris d'un raccord d'extrémité avec défaillance du confinement; elle

---

<sup>19</sup> Ce risque est de 0,4/Sv (Source : CIPR-60).

## 2.A Choix des scénarios d'accidents

---

est de 300 personnes-Sv et elle est calculée pour le secteur le plus peuplé<sup>20</sup> allant de 1 à 65 km.

Pour ce type d'accident, calculé pour ce secteur, le risque collectif est le suivant :

nombre de cancers mortels attendus : 15

détriment total<sup>21</sup> attendu : 21

Le tableau 2.A-8 montre le risque individuel et collectif en regard des doses reliées à trois scénarios du rapport de sûreté : les deux premiers sont les accidents simples occasionnant les plus hautes doses à l'individu critique et à la population tandis que le dernier est l'accident analysé dans le rapport de sûreté dont les doses (individuelles et collectives) sont les plus importantes.

---

<sup>20</sup> Le secteur le plus peuplé est la zone «en pointe de tarte» couvrant un arc de 22,5° (il y a 16 secteurs autour de Gentilly 2) dont la population est la plus nombreuse.

<sup>21</sup> Le détrimment total tient compte des cancers fatals ou non, ainsi que des effets héréditaires (CIPR-60, 1990).



Tableau 2.A-8 : Risque induit par les scénarios d'accidents analysés

Type d'accident et probabilité de survenue par année	Dose totale à l'organisme entier (individu critique) (mSv)	Risque individuel maximal de décès par année	Dose totale organisme entier à la population (pers.-Sv)	Nombre de décès par cancer pour la population entourant Gentilly 2 dans un rayon de 65 km <sup>22</sup>	Risque collectif en terme de détriment total pour 65 km
PERCA avec perte de catégorie IV $1 \times 10^{-4}$	1,3	$6,5 \times 10^{-9}$			
Bris d'un tuyau dans le générateur de vapeur $\approx 1 \times 10^{-5}$			$5,2 \times 10^1$	3	4
Bris d'un raccord d'extrémité avec défaillance du confinement $1 \times 10^{-7}$	100	$5 \times 10^{-10}$	$3 \times 10^2$	15	21

<sup>22</sup> La population de la zone considérée (65 km) est estimée à 282 600 personnes (Source : Rapport de Sécurité, H-Q, 1993). Les chiffres de population sont surestimés d'environ 50% afin de tenir compte de l'achalandage touristique.

## 5. CHOIX DES LIMITES DE PLANIFICATION

### 5.1 Scénarios d'accidents retenus

#### 5.1.1 Scénario limite de la planification détaillée : la SLARS (scénario limite analysé dans le rapport de sûreté)

En fonction des principes et critères que nous avons établis pour déterminer la limite de planification détaillée, **le bris de raccord d'extrémité avec défaillance du confinement<sup>23</sup>** est le scénario d'accident retenu.

1. Il est l'accident analysé dans le rapport de sûreté occasionnant la plus haute dose à l'individu critique.
2. Ce scénario présente les doses à la population les plus élevées, autant dans le rapport de sûreté que dans le calcul sur SIAD ANGE2.
3. Il s'agit d'un scénario avec indisponibilité du confinement.
4. Les doses rattachées à ce scénario sont celles calculées sur SIAD ANGE2, pour un temps d'intégration de 24 heures. Elles sont présentées au tableau 9, alors que les résultats des calculs sur SIAD ANGE2 se retrouvent à l'annexe 2.A-2.
6. La probabilité rattachée à ce scénario est d'environ  $1 \times 10^{-7}$  par année.

---

<sup>23</sup> Ce scénario est décrit à l'annexe 2.A-1.

Le tableau suivant montre les doses retenues pour la planification détaillée correspondant au scénario limite du bris d'un raccord d'extrémité avec défaillance du confinement.

**Tableau 2.A-9 : Limite de planification détaillée<sup>1</sup>**

DISTANCE (km)	DOSE TOTALE (organisme entier) (mSv)
1	100
3	27
5	13
6 *	12
7 *	10
8 *	8,5
9 *	7
10	5,5
15	3,6
20	2,6
25	2,1
30	1,7
35	1,4
40	1,2
45	1
50	0,9
55	0,8

## 2.A Choix des scénarios d'accidents

DISTANCE (km)	DOSE TOTALE (organisme entier) (mSv)
60	0,7
65	0,66
70	0,6
75	0,55
80	0,5

Source : Rapport de Stéphen Lévesque, Calcul sur SIAD ANGE2, 11 octobre 94.

\* Valeurs obtenues par interpolation.

<sup>1</sup> Temps d'intégration de 24 heures.

### 5.1.2 Limite pour la pire émission radioactive théorique (PERT)

La notion de pire émission radioactive théorique (PERT) permet de déterminer les situations les plus graves qui seront considérées dans le plan d'urgence. Parmi les causes possibles<sup>24</sup> pouvant conduire à ces situations limites, mentionnons :

- les actions de sabotage;
- l'erreur humaine;
- les événements explicitement exclus des études probabilistes et des analyses de sûreté;
- une combinaison d'événements prévisibles ou non;
- une suite d'événements de très faible probabilité;

<sup>24</sup> Tiré de Province of Ontario Working Group #8 (1988), p. 26.

Le désir de la population d'être protégée contre les pires situations que l'on peut envisager et le fait de vouloir s'assurer une marge de sécurité dans la planification sont également des éléments à prendre en considération dans le choix que nous faisons de retenir cette catégorie d'accident.

### Données sur la PERT applicable à Gentilly 2

Dans un document produit par EAACL (1988) intitulé *Sommaire des études probabilistes sur la sûreté du CANDU*, une description d'événements pouvant conduire à des rejets (à l'extérieur du bâtiment de confinement) sur un réacteur CANDU 6 est présentée. Des probabilités de ces événements sont également présentées, ainsi que les pourcentages de rejets radioactifs en regard du contenu du réacteur.

Parmi les catégories d'événements présentées dans ce document, deux sont particulièrement intéressantes pour la détermination d'une PERT pour Gentilly 2, soit la catégorie CANDU 1, ou démantèlement précoce du coeur «early core disassembly» et la catégorie CANDU 2, ou démantèlement tardif du coeur «late core disassembly».

Dans l'éventualité où un événement conduirait à une augmentation de la puissance dans le réacteur, et que le système de contrôle de puissance ainsi que les deux systèmes d'arrêt d'urgence ne fonctionneraient pas, un accident pouvant entraîner un bris précoce de combustible ainsi que des rejets dans le confinement pourrait alors se produire. C'est l'accident de démantèlement précoce du coeur.

## 2.A Choix des scénarios d'accidents

---

Pour ce qui est du démembrement tardif du coeur, il pourrait se produire si les sources de refroidissement normal et d'urgence étaient rendues indisponibles, y compris la perte du modérateur et du réservoir d'eau. Il pourrait alors survenir une augmentation importante de la température dans le réacteur. Le combustible de même que le métal du réacteur pourraient alors se mettre à fondre et entraîner des rejets importants de matières radioactives dans le confinement, et éventuellement à l'extérieur de celui-ci. Il pourrait s'écouler entre 3 et 25 heures avant qu'il y ait fonte importante du réacteur.

Il est important de considérer ici que, pour que ces types d'événements se produisent avec des rejets de cette ampleur, il faudrait une défaillance de nombreux systèmes de contrôle et de sûreté ainsi que l'absence d'actions des opérateurs. Le document d'EACL mentionne qu'à ce chapitre, il a été démontré en 1988 que dans plus de 90% des séquences d'événements conduisant à la fonte du coeur, l'opérateur pouvait poser des actions qui limiteraient les conséquences possibles en termes de défaillances du confinement et de rejets à l'environnement. EACL (1988) précise que ces accidents appelés de type CANDU 1 et 2 (de même que le type CANDU 3 qui correspond à une fonte partielle du coeur) sont les plus sévères à pouvoir survenir dans un réacteur CANDU et sont équivalents aux catégories de fonte du coeur des réacteurs à eau légère («Worst core melt accident» retenu aux États-Unis).

### Les rejets possibles

La pire situation envisagée dans l'analyse des accidents de type CANDU, soit celle de type CANDU 1, décrite ci-haut, occasionnerait des rejets de gaz rares de 42% de l'inventaire du réacteur, et des rejets d'iode et des autres radioéléments de 4% de l'inventaire.

Pour les gaz rares, un document récent d'EACL (Mourad et Manzer, 1993) et un document de NRC (McKenna et Gütter, 1988), parlent plutôt de 100% des gaz rares qui seraient possiblement rejetés dans les accidents sévères de fonte du coeur. En effet, après libération du combustible, les gaz rares sont présumés n'être arrêtés par aucun mécanisme (McKenna et Gütter, 1988). Nous allons donc retenir pour les gaz rares 100% comme portion d'inventaire à utiliser pour déterminer la PERT pour Gentilly 2.

Pour les accidents de type CANDU 1, le pourcentage de relâche de 4% des iodes, pour les 12 premières heures, correspond à ce qui est estimé dans les accidents de même type dans le NUREG-1150 (US-NRC, 1990) et le NUREG-1228 (McKenna et Gütter, 1988), compte tenu des processus naturels qui retiennent une large proportion des aérosols et des particules dans le réacteur et le confinement.

Nous retiendrons un pourcentage de relâche des radioiodes de 4%. Il est cependant important de considérer que cette proportion de relâche pourrait changer selon l'avancement des données dans ce domaine. En effet, l'examen du document AECL-9607 (EACL, 1988) par un expert de la CCEA, monsieur Jim Blythe de la Direction de l'analyse et de l'évaluation,

## 2.A Choix des scénarios d'accidents

---

amène ce dernier à exprimer des réserves quant aux résultats qui y sont présentés. Il se pourrait en effet, selon ce dernier, que les conséquences, en termes de relâche de radioéléments, soient plus importantes que celles présentées dans ce document. La question des effets possibles de la production d'hydrogène, en cas d'accidents sévères, ne semble pas encore faire consensus entre les exploitants de centrales nucléaires et la CCEA (voir annexe 2.A-3 pour la position des deux organismes vis-à-vis cette question). Malgré tout, à l'intérieur des réserves exprimées, l'expert de la CCEA mentionne que ces données sont les meilleures à utiliser pour le calcul de la PERT pour Gentilly 2.

Pour les éléments autres que les gaz rares et les radioiodes, un taux de relâche équivalent à 4% des iodes, soit la pire situation envisagée dans le rapport d'EACL, sera retenu.

### Calcul de la PERT pour Gentilly 2

Considérant l'information actuellement disponible sur les réacteurs CANDU, les hypothèses de calcul que nous retenons pour déterminer les doses qui seraient produites par la pire émission radioactive théorique, pour Gentilly 2, sont les suivantes :

- données d'inventaire pour le réacteur de Gentilly 2 fournies par Hydro-Québec à partir des rapports de sûreté;



- doses calculées pour le terme-source suivant :
  - gaz rares : 100%
  - iodes : 4%
  - autres radioéléments : équivalent à 4% des iodes

À titre de comparaison, nous présentons au tableau 2.A-10 quelques éléments du terme-source utilisé pour le calcul de la PERT par rapport à ceux évalués pour les pires accidents survenus jusqu'à maintenant dans les centrales nucléaires. Le tableau 2.A-11 pour sa part présente les doses calculées pour la PERT en fonction de Gentilly 2.

**Tableau 2.A-10 : Comparaison de certains éléments de termes-sources des accidents nucléaires vs celui de la PERT de Gentilly 2 pour 2 radioéléments<sup>25</sup>**

Radioélément	Chernobyl	Windscale	TMI	PERT G2
<sup>131</sup> I	1,3 x 10 <sup>18</sup> Bq	6,0 x 10 <sup>14</sup> Bq	1,0 x 10 <sup>12</sup> Bq	1 x 10 <sup>17</sup> Bq
<sup>133</sup> Xe	3,7 x 10 <sup>18</sup> Bq	1,4 x 10 <sup>16</sup> Bq	3,7 x 10 <sup>17</sup> Bq	5,0 x 10 <sup>18</sup> Bq

Il est également à noter que les pourcentages de relâche utilisés pour le calcul de la PERT sont les mêmes que ceux de la WCRE de l'Ontario pour les gaz rares (100%) alors qu'ils sont supérieurs pour les iodes (4% pour la PERT vs 1% pour le WCRE). Enfin, une contribution des autres

<sup>25</sup> Exceptées les données sur la PERT, les informations de ce tableau sont tirées de Lakey, 1993.

## 2.A Choix des scénarios d'accidents

---

radioéléments est assumée pour la PERT alors qu'elle est absente dans la WCRE.

**Tableau 2.A-11 : Calcul de la Pire émission radioactive théorique (PERT) pour Gentilly 2<sup>1</sup>**

DISTANCE (km)	GAZ RARES <sup>2</sup> 100% (Sv)	IODES <sup>2</sup> 4% (Sv)	PERT <sup>3</sup> (Sv)
1	9,8	20	49,8
2 *	5,8	12,2	30,0
3	2,7	4,4	11,5
4 *	2,0	3,3	8,6
5	1,4	2,2	5,8
6 *	1,2	1,9	5,0
7 *	1,1	1,6	4,3
8 *	0,8	1,4	3,6
9 *	0,6	1,1	2,9
10	0,5	0,8	2,2
11 *	0,4	0,8	2,0
12 *	0,4	0,7	1,8
13 *	0,2	0,7	1,6
14 *	0,2	0,6	1,4

DISTANCE (km)	GAZ RARES <sup>2</sup> 100% (Sv)	IODES <sup>2</sup> 4% (Sv)	PERT <sup>3</sup> (Sv)
15	0,2	0,5	1,2
16 *	0,18	0,48	1,14
17 *	0,16	0,46	1,08
18 *	0,14	0,44	1,02
19 *	0,12	0,42	0,96
20	0,1	0,4	0,8
25	0,1	0,3	0,6
30	0,1	0,20	0,5

\* Valeurs obtenues par interpolation.

- 1 Temps d'intégration 24 heures. Aucune protection n'est envisagée.
- 2 À partir des résultats du SIAD ANGE2 (Lévesque, 1995).
- 3 Gaz rares 100% + iodes 4% + valeur de la contribution des radioéléments autres que gaz rares et iodes équivalent à 4% des iodes.

#### Effets potentiels sur la santé reliés à la PERT

Si l'on reprend le tableau des effets précoces sévères (section 3.3.2) et que l'on compare avec les doses consécutives à une PERT pour Gentilly 2, nous pouvons dégager les effets suivants sur la population exposée :

## 2.A Choix des scénarios d'accidents

NIVEAU DE DOSE	DISTANCE PROJETÉE POUR LA PERT	EFFETS APPREHENDÉS SUR LA SANTÉ
0,5 Sv	0-30 km	baisse réversible des globules blancs
1,0 Sv	0-18 km	décès chez les individus les plus à risques (malades chroniques, déficiences immunitaires) <b>en l'absence de soins médicaux de base *</b>
3,0 à 5,0 Sv	0-9 km	décès chez 50% de la population exposée, <b>en l'absence de soins médicaux spécialisés *</b> (greffe de la moëlle osseuse)

\* Les soins médicaux réduiraient de façon importante la proportion de décès.

### Objectif de planification de la PERT<sup>26</sup>

L'objectif de la planification, en fonction de la PERT, sera d'éviter à la population une exposition à des doses supérieures au seuil d'effets précoces sévères attendus (1,0 Sv).

<sup>26</sup> L'objectif de planification est à distinguer de l'objectif d'intervention. En effet, pour le premier, les efforts de **planification** sont faits pour éviter les effets précoces sévères, de façon à ne pas gaspiller de ressources dans une planification très élaborée en fonction d'accidents très peu probables. En situation réelle, l'**intervention** visera, avec toutes les ressources qui seront alors disponibles, à éviter le plus possible d'effets sur la santé (ou autrement dit à éviter le maximum de dose à la population), y compris les effets stochastiques (de type cancer), en plus d'éviter les effets déterministes.

## 6. RÉSUMÉ DE LA PLANIFICATION POUR LES SCÉNARIOS D'ACCIDENTS POSSIBLES À GENTILLY 2

Le tableau 2.A-12 résume la plage des événements à considérer dans le PMUNE-G2 et leurs caractéristiques.

**Tableau 2.A-12 : Scénarios d'accidents et planification**

Niveau de planification	Limites de planification et scénarios	Conséquences appréhendées *	Niveaux de probabilité annuelle	Délais avant exposition	Durée des rejets
Détaillée	Minimale : accident sans rejets	Effets psychosociaux possibles	$10^{-2}$ à 1	Pas d'exposition	
	Accidents simples : avec confinement intact ex. : perte de caloporteur (perca), bris de raccord d'extrémité, bris de la machine de chargement	<u>Effets tardifs</u> : < 1 cancer mortel < 1 cas détriment total <sup>27</sup>	$10^{-2}$ à $10^{-3}$	Tant que le confinement est disponible (jusqu'à plusieurs jours ou semaines); exposition faible aux gaz rares	Quelques jours
	Accidents doubles : avec défaillance du confinement - petite perca sans confinement - grosse perca sans confinement	<u>Effets tardifs</u> : ~ 3 cancers mortels ~ 4 cas de détriment total	$10^{-5}$ à $10^{-8}$	Quelques minutes à quelques heures	Surtout les 4 premières heures. Peut s'étendre sur quelques jours.

<sup>27</sup> Le détriment total comprend les cancers mortels, les cancers non-mortels et les effets héréditaires.

## 2.A Choix des scénarios d'accidents

Niveau de planification	Limites de planification et scénarios	Conséquences appréhendées *	Niveaux de probabilité annuelle	Délais avant exposition	Durée des rejets
Détaillée	Maximale : limite de planification (SLARS) Bris de raccord d'extrémité	<u>Effets tardifs</u> : ~ 15 cas de cancers mortels  ~ 21 cas de détriment total	$10^{-7}$	Quelques minutes à quelques heures	Pour le cas limite, durée environ 15 min. Pour d'autres scénarios, durée possible de quelques heures (doses moins élevées).
Moins détaillé (flexibilité et planification régulière)	Accidents plus sévères que le SLARS allant jusqu'à la PERT	Effets précoces (décès) possibles jusqu'à environ 20 km	Non définie	12 à 24 heures	30 minutes à quelques heures.

\* Calculées pour le secteur de 65 km le plus peuplé autour de Gentilly 2.

**Annexe 2.A-1**

**Description du scénario de bris de raccord d'extrémité  
avec défaillance du confinement**

## 2.A Choix des scénarios d'accidents

---

Le réacteur de type CANDU 680 MW est constitué principalement d'une calandre traversée par 380 tubes contenant un modérateur d'eau lourde (figures 1 et 2). Chaque tube de calandre contient 12 grappes de combustible assemblées en tubes de force et baignées dans un caloporteur d'eau lourde. L'extrémité de chaque canal est obturée par un raccord d'extrémité formé du bouchon écran et du bouchon de fermeture.

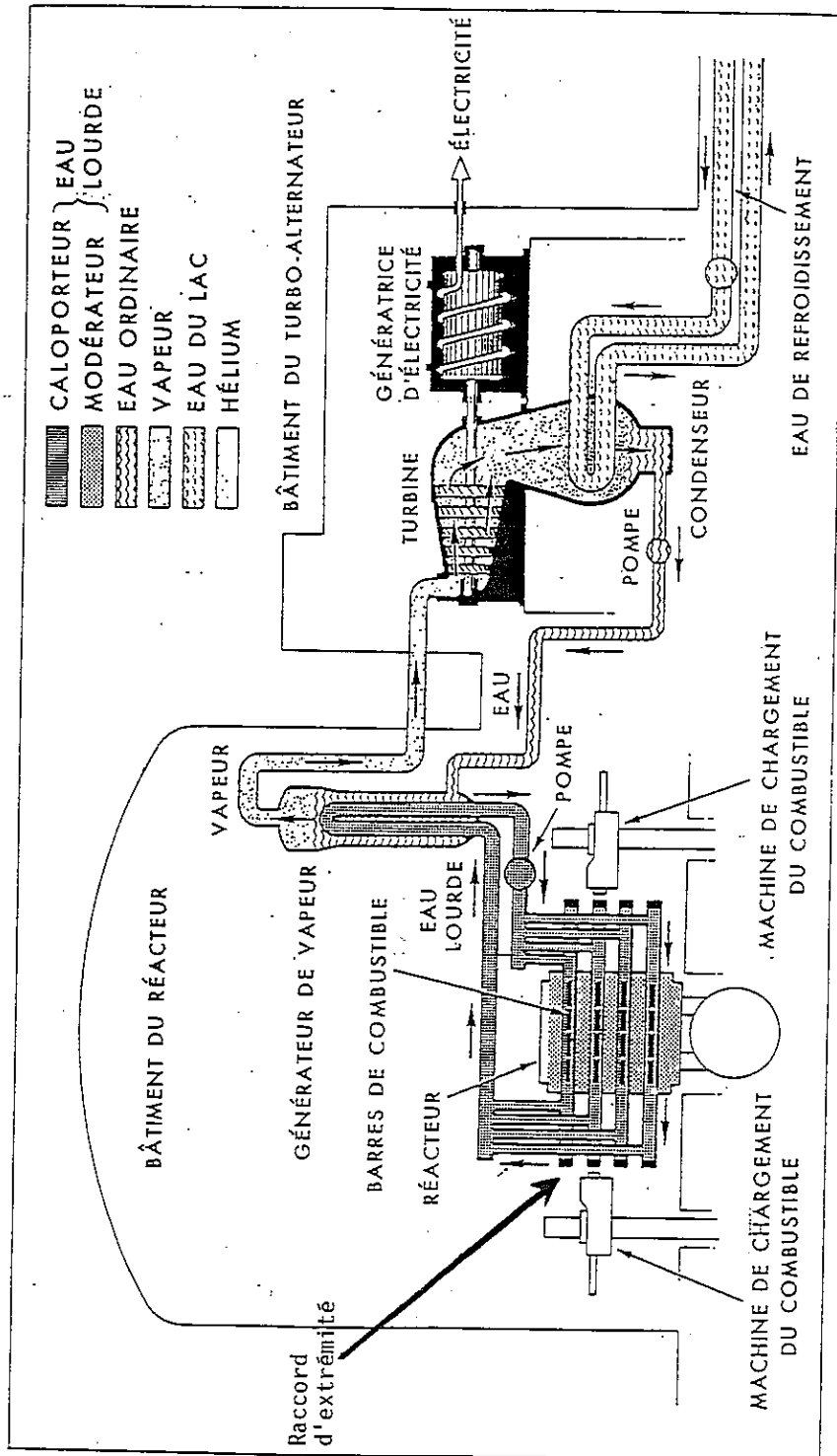
Le scénario limite retenu pour la planification d'urgence consiste en une rupture du raccord d'extrémité conduisant à l'éjection des 12 grappes de combustible dans la chambre de la machine de chargement. L'analyse de cet événement présume que les enveloppes des grappes sont gravement endommagées à la suite de l'impact sur le plancher de la voûte et que le combustible qu'elles contiennent se fragmente. Une prémisse voulant que tous les fragments de combustible ne soient que faiblement refroidis est également considérée et, ce, malgré le fait que dans une situation réelle, le combustible éjecté serait fort probablement suffisamment refroidis grâce à l'aspersion par le caloporteur s'échappant du tube de force brisé.

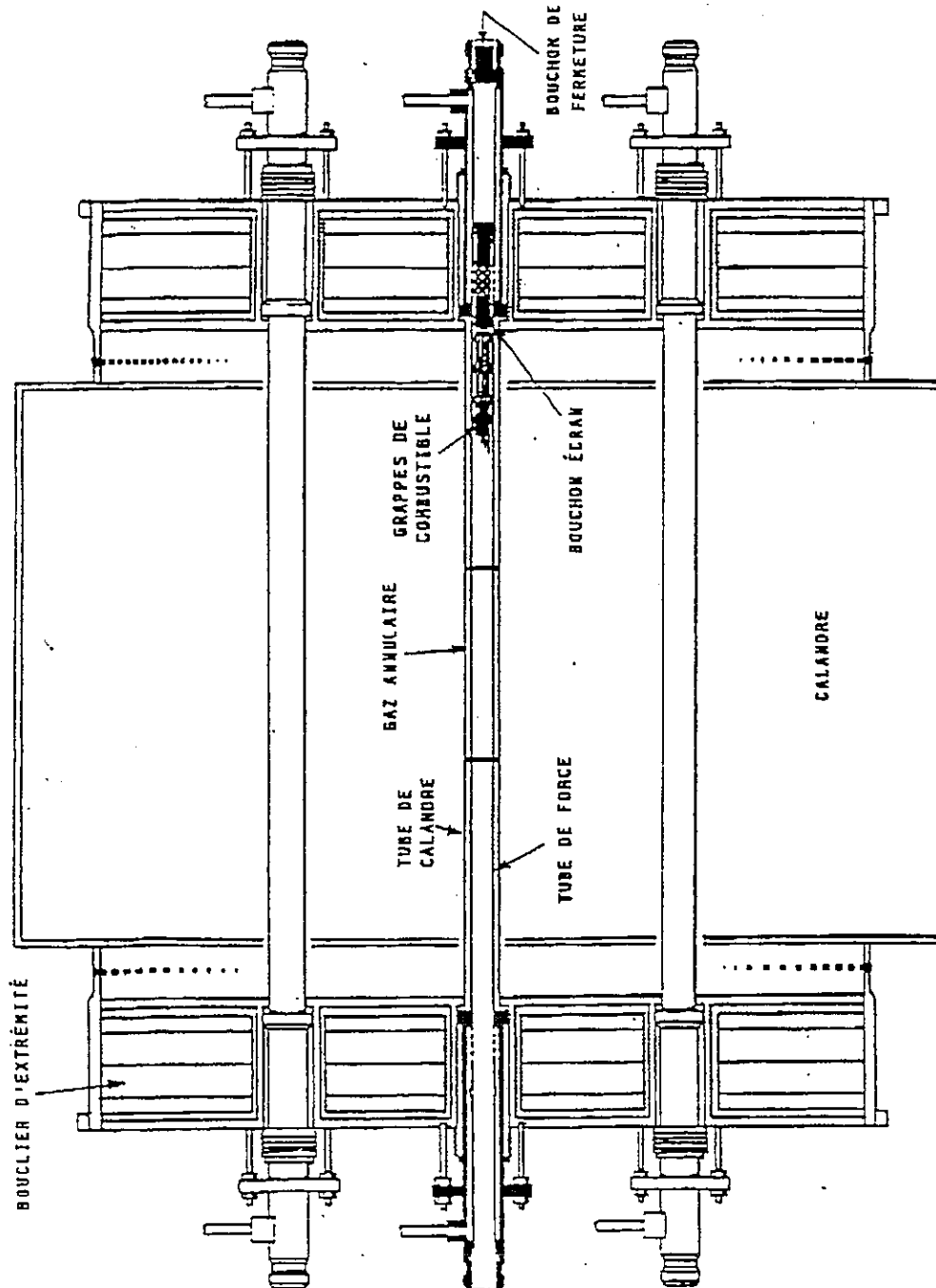
Le scénario présume donc que les fragments de combustible faiblement refroidis et exposés à l'air ambiant subissent une oxydation entraînant l'émission graduelle des radionucléides dans l'atmosphère du bâtiment du réacteur. Ainsi, au moment où les grappes se brisent, il se produit une émission quasi instantanée de produits de fission se trouvant dans les interstices des grains d'uranium. Cette relâche rapide est constituée de plusieurs radionucléides dont le césium, l'iode (principalement sous la forme d'iodure de césium en aérosol solide), le tellure et les gaz nobles (xénon et krypton). Le processus d'oxydation du combustible brisé engendre des émissions additionnelles de produits de fission sur une période plus longue (quelques minutes).



Cette séquence d'événements est couplée à une défaillance de la logique d'isolation (ensemble des clapets d'isolation d'entrée et de sortie). Une partie des radionucléides s'échappe donc de l'enceinte du confinement par des ouvertures menant directement à l'extérieur alors qu'une autre partie est expulsée par la cheminée et les filtres.

# Centrale nucléaire CANDU





**Annexe 2.A-2**

**Calculs des doses réalisés dans le cadre du projet de révision du plan des mesures  
d'urgence nucléaire externe à Gentilly 2**

## Données de modélisation sur SLAD ANGE2

**Bris de raccord d'extrémité avec défaillance de  
la logique d'isolation  
(temps de résidence de 24 heures sans pluie)**

Dose au corps entier

Distance (m)	ExNuCo (Sv)	InCoEn (Sv)	ExSoCo (Sv)	Total (Sv)
1,0E+3	1,3E-2	8,6E-2	1,9E-3	1,0E-1
3,0E+3	5,1E-3	2,1E-2	4,7E-4	2,7E-2
5,0E+3	3,2E-3	9,8E-3	2,2E-4	1,3E-2
1,0E+4	1,3E-3	4,1E-3	9,1E-5	5,5E-3
1,5E+4	7,6E-4	2,7E-3	6,0E-5	3,6E-3
2,0E+4	4,7E-4	2,1E-3	4,5E-5	2,6E-3
2,5E+4	3,2E-4	1,7E-3	3,6E-5	2,1E-3
3,0E+4	2,1E-4	1,4E-3	3,0E-5	1,7E-3
3,5E+4	1,5E-4	1,2E-3	2,6E-5	1,4E-3
4,0E+4	1,1E-4	1,1E-3	2,2E-5	1,2E-3
4,5E+4	7,4E-5	9,4E-4	1,9E-5	1,0E-3
5,0E+4	5,3E-5	8,4E-4	1,7E-5	9,1E-4
5,5E+4	4,0E-5	7,6E-4	1,5E-5	8,1E-4
6,0E+4	2,9E-5	6,9E-4	1,3E-5	7,3E-4
6,5E+4	2,1E-5	6,2E-4	1,2E-5	6,6E-4
7,0E+4	1,7E-5	5,7E-4	1,1E-5	6,0E-4
7,5E+4	1,3E-5	5,3E-4	10,0E-6	5,5E-4
8,0E+4	9,5E-6	4,8E-4	7,3E-6	5,0E-4

## 2.A Choix des scénarios d'accidents

---

### Entrées pour fins de modélisation du bris de raccord d'extrémité avec défaillance de la logique d'isolation

Le résumé des hypothèses et des entrées pour fin de modélisation est présenté dans le tableau ci-dessous. La composition isotopique de la relâche pour le bris de raccord est conforme à la référence citée en bas de page (Garceau, 4 juillet 1994<sup>28</sup>). On suppose une relâche courte. Pour maximiser les doses, on néglige les effets des bâtiments. La hauteur effective du panache pour ce type d'accident est fixée à 20 m.

Les conditions météorologiques retenues sont très conservatrices. Une vitesse des vents de 3 m/s est utilisée pour maximiser les doses étant donné les équations de dispersion qui sont exprimées en fonction du temps.

Liste des entrées pour la modélisation sur SIAD ANGE 2	
Relâche (0-1 h.)	
I 131	5.43E+3 Ci
Kr 87	3.28E+5 Ci
Durée de la relâche	10 min.
Effet des bâtiments	négligé
Hauteur effective du panache	20 m
Calcul des concentrations	<ul style="list-style-type: none"><li>• Paramètre de dispersion pour une relâche courte</li></ul>
Météorologie	<ul style="list-style-type: none"><li>• 0-24 h., classe F, vent à 3 m/s et direction constante</li><li>• hauteur du mélange à 100 m</li><li>• 0-24 h., pluie de 0 ou 3 mm/h</li></ul>

Tiré de: S. Lévesque, Hydro-Québec Vice Présidence Environnement, Calculs des doses réalisés dans le cadre du projet de révision du plan des mesures d'urgence nucléaire externe à Gentilly 2, octobre 1994.

---

<sup>28</sup> Garceau, M., Relâche utilisée dans le PEARF pour un bris de raccord d'extrémité avec défaillance de la logique d'isolation, correspondance interne à Stephen Lévesque, 4 juillet 1994.

## Données de modélisation sur SIAD ANGE2

## Pire émission radioactive - Gaz rares (100% de l'inventaire)

## Dose au corps entier

Distance (m)	ExNuCo (Sv)	InCoEn (Sv)	ExSoCo (Sv)	Total (Sv)
1,0E+3	9,8E+0	0,0E+0	0,0E+0	9,8E+0
3,0E+3	2,7E+0	0,0E+0	0,0E+0	2,7E+0
5,0E+3	1,3E+0	0,0E+0	0,0E+0	1,3E+0
1,0E+4	4,5E-1	0,0E+0	0,0E+0	4,5E-1
1,5E+4	2,4E-1	0,0E+0	0,0E+0	2,4E-1
2,0E+4	1,5E-1	0,0E+0	0,0E+0	1,5E-1
2,5E+4	1,1E-1	0,0E+0	0,0E+0	1,1E-1
3,0E+4	8,0E-2	0,0E+0	0,0E+0	8,0E-2
3,5E+4	6,4E-2	0,0E+0	0,0E+0	6,4E-2
4,0E+4	5,0E-2	0,0E+0	0,0E+0	5,0E-2
4,5E+4	4,0E-2	0,0E+0	0,0E+0	4,0E-2
5,0E+4	3,2E-2	0,0E+0	0,0E+0	3,2E-2
5,5E+4	2,6E-2	0,0E+0	0,0E+0	2,6E-2
6,0E+4	2,0E-2	0,0E+0	0,0E+0	2,0E-2
6,5E+4	8,3E-3	0,0E+0	0,0E+0	8,3E-3
7,0E+4	4,6E-3	0,0E+0	0,0E+0	4,6E-3
7,5E+4	3,7E-3	0,0E+0	0,0E+0	3,7E-3
8,0E+4	3,0E-3	0,0E+0	0,0E+0	3,0E-3

2.A Choix des scénarios d'accidents

Données de modélisation sur SIAD ANGE2

Pire émission radioactive - en Iodes (1% de l'inventaire)  
(temps de résidence de 24 heures sans pluie)

Dose au corps entier

Distance (m)	ExNuCo (Sv)	InCoEn (Sv)	ExSoCo (Sv)	Total (Sv)
1,0E+3	1,5E-1	4,1E+0	6,7E-1	5,0E+0
3,0E+3	5,6E-2	9,3E-1	1,5E-1	1,1E+0
5,0E+3	3,1E-2	4,5E-1	7,0E-2	5,5E-1
1,0E+4	1,3E-2	1,7E-1	2,6E-2	2,1E-1
1,5E+4	7,4E-3	1,0E-1	1,4E-2	1,2E-1
2,0E+4	5,0E-3	7,0E-2	9,4E-3	8,4E-2
2,5E+4	3,6E-3	5,3E-2	6,8E-3	6,4E-2
3,0E+4	2,7E-3	4,2E-2	5,2E-3	5,0E-2
3,5E+4	2,2E-3	3,5E-2	4,2E-3	4,2E-2
4,0E+4	1,8E-3	3,0E-2	3,4E-3	3,5E-2
4,5E+4	1,5E-3	2,6E-2	2,8E-3	3,0E-2
5,0E+4	1,2E-3	2,3E-2	2,3E-3	2,6E-2
5,5E+4	1,0E-3	2,0E-2	2,0E-3	2,3E-2
6,0E+4	8,3E-4	1,7E-2	1,6E-3	1,9E-2
6,5E+4	3,5E-4	7,3E-3	6,6E-4	8,3E-3
7,0E+4	2,0E-4	4,2E-3	3,8E-4	4,8E-3
7,5E+4	1,7E-4	3,6E-3	3,1E-4	4,0E-3
8,0E+4	1,4E-4	3,0E-3	2,6E-4	3,4E-3



**Entrées pour fins de modélisation  
de la pire émission radioactive théorique**

Le résumé des hypothèses et des entrées pour fin de modélisation de la pire émission radioactive est présenté au tableau suivant. La composition isotopique de la relâche suppose que 1% de l'inventaire en configuration nominale du coeur en iodes est relâché dans la première heure et que 100% des gaz rares sont relâchés sur 10 heures. Les conditions météorologiques retenues sont les mêmes que celles pour le bris de raccord d'extrémité.

<b>Liste des entrées pour la modélisation sur SIAD ANGE 2</b>	
Relâche 0-1 h.	
I 131	6.10E+5 Ci
I 132	9.24E+5 Ci
I 133	1.49E+6 Ci
I 135	1.40E+6 Ci
Kr 83M	1.16E+7 Ci
Kr 85M	2.83E+7 Ci
Kr 85	1.62E+5 Ci
Kr 88	7.76E+7 Ci
Kr 89	1.01E+8 Ci
Xe 133M	4.20E+6 Ci
Xe 133	1.36E+8 Ci
Xe 135M	2.40E+7 Ci
Xe 135	1.60E+7 Ci
Xe 138	1.37E+8 Ci
Durée de la relâche	10 h. (émission variable dans le temps)
Effet des bâtiments	négligé
Hauteur effective du panache	20 m
Calcul des concentrations	Paramètres de dispersion pour une relâche prolongée
Météorologie	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 0-24 h., classe F, vent à 3 m/s et direction constante</li> <li>• hauteur du mélange à 100 m</li> <li>• 0-24 h., pas de pluie</li> </ul>

**Annexe 2.A-3**

**Position d'Hydro-Québec et de la CCEA sur la production d'hydrogène en cas  
d'accidents sévères pour un réacteur CANDU**



Atomic Energy  
Control Board

P.O. Box 1046, Station B  
280 Slater Street  
Ottawa, Ontario  
Canada K1P 5S9

Commission de contrôle  
de l'énergie atomique

C.P. 1046, Succursale B  
280, rue Slater  
Ottawa (Ontario)  
Canada K1P 5S9

# FAX

FACSIMILE TRANSMITTAL

TRANSMISSION DE FAC-SIMILÉ



Fax no. / N° de fac-similé

1-819-378-6600

Date: APR 11/95 File / dossier: 1-14-2

Addressee / destinataire:

*Jilles GRENIER  
Service de santé publique*

From / de:

*Bardley Howden  
CCEA*

Subject / objet:

*CANDU ACCIDENTS*

Number of pages including this one:

2

pages y compris celle-ci

MESSAGE:

*Jilles*

*The AECB has not formally reviewed the  
AECB PSA study. However, our Safety  
Evaluation Division staff has read  
it and have provided some comments  
for you. Any further work would require  
significant resources.*

*Regards  
Bardley*

Canada



FAC-SIMILÉ: (613) 995-5086  
CONFIRMATION: (613) 996-3889



Barclay,

In response to the questions from Gilles Grenier.

1. Since there is currently no regulatory requirement for a PSA or severe accident analyses in Canada AECL 9607 has no formal status with the AECS and has not been reviewed. I have read the document (which we received for information only) and believe that there is significant uncertainty associated with the predicted consequences.
2. The question of hydrogen behaviour in containment is a long standing generic action item with Hydro Quebec (plus all other Canadian licensees and AECS). AECS staff have not accepted that the hydrogen will be well mixed in containment. Therefore we believe that the consequences of hydrogen may be more severe than indicated in Appendix B. It is also not clear that the hydrogen source term referred to in Appendix B is conservative for severe accidents.
3. Lastly, in my opinion there is considerable uncertainty with respect to the method used to calculate releases for the PERT. These analyses involved a complex interaction of thermal-hydraulics, fission product chemistry and aerosol behaviour. I am under the impression that AECL analyses are purely theoretical and not all cases have in fact been analyzed. For example they have assumed that late core disassembly with containment ventilation dampers open bounds the containment bypass accident. It is not clear to me that this is the case but one would need more information than that contained in AECL-9607 to be certain.

While one would expect considerable retention of cesium and iodine for the event chosen, the absence of specific analyses for that event and the apparent lack of validation of the tools and methods used in the analysis means that the predictions in Annexe 1-A must be used with caution.

Jim

Jim BLYTHE (CCEA)

(613) 995-7253





Le 27 mars 1995

M. Gilles Grenier  
Département de santé communautaire  
3350 boulevard Royal  
Trois-Rivières  
(Québec)  
G9A 5Z4

Objet: Utilisation des données contenues dans le rapport AECL-9607

Gilles,

Pour faire suite à ta demande, adressée à Gilles Brouillette de Gentilly-2 et datée du 21 mars 1995, j'ai communiqué avec l'ÉACL et obtenue les renseignements suivants.

Le rapport AECL-9607 intitulé "Sommaire des études probabilistes sur la sûreté du CANDU" (datée de juillet 1988) est le document le plus récent produit par l'ÉACL sur les accidents sévères pour un CANDU 6.

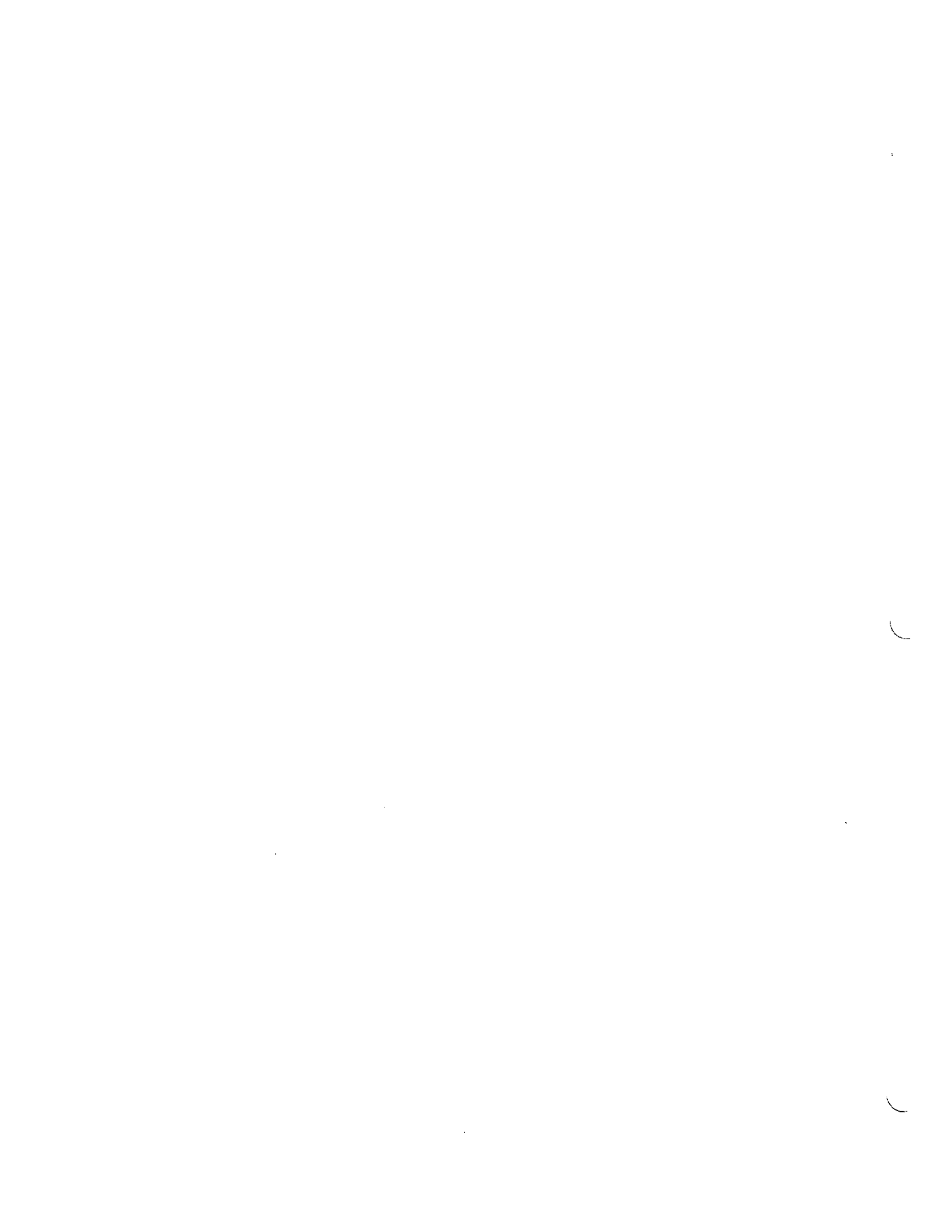
Les résultats présentés dans ce rapport ont été obtenus en utilisant plusieurs logiciels américains reconnus, qui tendent à surestimer les relâches à l'environnement. Par conséquent, l'ÉACL estime que les quantités des différents radioéléments présentés au tableau 4.1 de ce rapport sont pessimistes. Néanmoins, la méthodologie qui a été employée pour dériver ces valeurs demeure saine et les résultats (tout en étant conservateurs) peuvent être considérés comme valables.

L'ÉACL souligne toutefois que les résultats présentés pour les cas où l'on présume une déflagration d'hydrogène sont eux beaucoup trop pessimistes. Considérant le terme source en hydrogène prévu pour les cas de grosses PERCA avec perte de refroidissement ainsi que les résultats d'analyse effectuée pour établir les conséquences d'une déflagration d'hydrogène dans le B/R [1], Hydro-Québec et l'ÉACL recommandent que ces scénarios ne soient pas considérés.

En effet, la concentration maximale prévue dans le B/R suite à une PERCA avec perte du RUC<sup>1</sup> est de 6.6% [1], ce qui est légèrement au-dessus de la limite de "flammabilité" (4%). L'augmentation de la pression dans le confinement, dans l'éventualité où il y aurait combustion de l'hydrogène (ce qui, en présence de vapeur, présuppose l'existence d'une forte source d'ignition), est calculée être négligeable. Par conséquent, dans ces conditions, *une combustion d'hydrogène n'empirerait pas les relâches à l'environnement.*

---

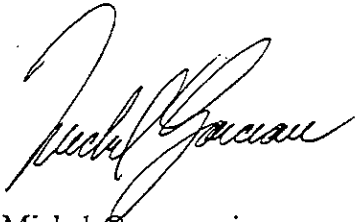
<sup>1</sup> La production d'hydrogène se fait à partir d'une réaction entre le zirconium et la vapeur. La PERCA avec perte du RUC est reconnue comme étant le scénario pour lequel les conditions de débits de vapeur et de température du combustible mène à une production maximale d'hydrogène (parmi l'ensemble des scénarios d'accidents simples et doubles).





Espérant que ces informations te seront utiles,

Salutations,



Michel Garceau, ing  
Section Analyse  
Hydro-Québec  
(514) 392-5612

**RÉFÉRENCE:**

- [1] T.K. Min, T. Chan, "Hydrogen Mixing and Combustion in Reactor Vaults", rapport ÉACL TTR-91, Juillet 1990.

cc R. Pageau  
M.-A. Petrilli  
G. Brouillette  
M. Cormier (EACL-Shpk)



## **2.B Cheminement des radionucléides dans l'environnement**

---



## 1. INTRODUCTION

Ce chapitre décrit brièvement les principaux radionucléides faisant partie du terme-source du réacteur CANDU de Gentilly 2, leur comportement physico-chimique dans l'enceinte de confinement à la suite d'un accident, le système de confinement ainsi que les processus de réduction des concentrations de radionucléides lors de leur fuite vers l'environnement. Ces processus influencent la présence de radionucléides dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement et, conséquemment, leur émission éventuelle dans l'environnement extérieur de la centrale. Une fois émis dans l'environnement extérieur, d'autres facteurs influencent leur comportement et leur cheminement dans l'environnement ainsi que les effets qu'ils occasionnent sur les organismes vivants.

### 2. NATURE DES RADIONUCLÉIDES PRÉSENTS DANS LE COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE

Les radionucléides produits dans le combustible suite au processus de fission sont localisés à l'intérieur des grains individuels d'uranium ( $UO_2$ ), à la périphérie de ces grains, ou dans l'interstice entre les pastilles de combustible et leur enveloppe (Hydro-Québec et EAACL, 1991a).

En fonctionnement normal, des fissures dans l'enveloppe du combustible dues à des défauts manufacturiers laissent passer les radionucléides volatils jusque dans l'eau lourde du circuit primaire (caloporteur). Un accident occasionnant une perte de caloporteur (PERCA) résulterait en une émission de ces radionucléides (incluant le tritium produit par l'activation des atomes d'hydrogène dans l'eau lourde) dans l'atmosphère du bâtiment-réacteur. Un autre type d'accident entraînant un bris de l'enveloppe du combustible résulterait en la libération d'une grande quantité de radionucléides dans le milieu extérieur (dans le circuit primaire ou directement dans le bâtiment-réacteur). Certains scénarios tel le bris de raccord d'extrémité impliquent également une augmentation de la température du combustible pouvant atteindre le point de fusion de l'oxyde d'uranium et occasionner une libération importante des radionucléides fusibles en-deça de cette température (tableau 2.B-1).

Plus de 800 radionucléides sont produits dans le combustible d'uranium par les réactions de fission et d'activation. Les principaux sont au nombre de 200 et représentent 46 éléments du tableau périodique. Ces éléments peuvent être classifiés en 9 groupes dont les caractéristiques physiques génériques sont présentées au tableau 2.B-2.

Tableau 2.B-1

Points de fusion et d'ébullition de quelques radionucléides ou composés radioactifs

Radionucléides ou leurs composés	Point de fusion °C	Point d'ébullition °C
Produits de fission volatils		
I <sub>2</sub>	114	185
Cs		687
CsOH	315	990
Te	450	988
CsI	626	1280
Produits de fission réfractaires		
BaO	1923	2808
Ru	2250	4150
SrO	2430	3248
Produits d'activation		
Cd	321	767
Zn		< 1000
Ga		≈ 2000
In	157	2073
Combustible		
UO <sub>2</sub>	2840	3293

Sources : McKenna et Gütter, 1988; Hydro-Québec et EAAC, 1991a.

Tableau 2.B-2

## Caractéristiques génériques des principaux éléments présents dans le combustible nucléaire

Groupe	Principaux éléments	Caractéristiques
Métaux alcalins	H, Rb, Cs	Les éléments de ces six groupes possèdent des caractéristiques similaires qui limitent la possibilité de leur émission dans l'atmosphère du bâtiment-réacteur ou dans l'environnement. En effet, ils possèdent généralement de hauts points d'ébullition et de fusion et réagissent facilement avec d'autres éléments entraînant la formation de molécules peu volatiles. Le tritium représente un cas particulier du fait de sa propension à entrer dans la composition des molécules d'eau.
Métaux dits terres alcalins	Sr, Ba	
Métaux dits terres rares	Y, Zr, Nb, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, Gd, Tb, Dy, Ho, Th, Pa, U, Np, Pu, Am, Cm	
Métaux nobles	Ge, Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Ag et Sn	
Groupe du zinc	Zn, Cd	
Groupe de l'aluminium	Ga, In	
Groupe du tellure	As, Se, Sb, Te	À la température de fusion du combustible, le tellure devrait se volatiliser presque complètement sous sa forme élémentaire. Tout le tellure émis réagit avec le césium présent dans le cylindre de combustible et forme le tellure de césium, un solide à des températures inférieures à 827 °C.



## 2.B Cheminement des radionucléides

Groupe	Principaux éléments	Caractéristiques
Halogènes	Br, I	L'iode et le brome élémentaires sont gazeux aux températures normales d'opération. À la température de fusion du combustible, la presque totalité de ces halogènes serait émise dû à leur grande volatilité. Ils réagiraient cependant rapidement avec les métaux pour former des composés ayant différentes volatilités (avec césium, zirconium, hydrogène, etc.). Les analyses thermodynamiques prédisent que l'iode de césium serait la forme la plus stable pour l'iode à des températures élevées.
Gaz nobles	Kr, Xe	Les gaz nobles sont gazeux à la température ambiante et sont connus pour être chimiquement stables. Au moment d'un bris de l'enveloppe du combustible, tout l'inventaire des gaz nobles pourrait être émis.

Source : Hydro Québec et EAQL, 1991a.

### 3. SYSTÈME DE CONFINEMENT

Le confinement est un système de sûreté conçu pour protéger la population contre l'émission de radionucléides à la suite d'un accident. Le réacteur CANDU de Gentilly 2 est entouré d'une structure de béton préstressé pouvant résister à une pression de 124 KPa (Hydro-Québec et EACL, 1993). Cette structure appelée enceinte de confinement possède des ouvertures permettant l'entrée du personnel et du matériel ainsi que la ventilation du bâtiment en période de fonctionnement normal : deux clapets d'isolation d'entrée disposés sur la même conduite, deux clapets d'isolation de sortie menant à la cheminée, deux sas pour l'équipement de même que deux sas pour le personnel (figure 2.B-1).

Le système de confinement comprend les mécanismes de scellement de ces ouvertures vers l'extérieur et les mécanismes du système d'arrosage. En situation accidentelle, lorsque le système de confinement fonctionne normalement, l'augmentation de la radioactivité ou de la pression dans le bâtiment du réacteur déclenche en moins d'une seconde le scellement des ouvertures alors que des conditions de pression ou de chaleur activent le système d'arrosage.

Dans le rapport de sûreté, les conséquences des scénarios d'accident sont analysées en fonction de 3 situations possibles.

#### 1) Scénario d'accident simple.

Les systèmes d'arrêt d'urgence et de confinement fonctionnent normalement. Les radionucléides peuvent toutefois s'échapper de l'enceinte de confinement vers l'environnement extérieur par l'entremise des fuites structurelles du bâtiment.

**2) Scénario d'accident double impliquant une défaillance du système d'arrêt d'urgence.**

Le système de confinement fonctionne normalement. Les radionucléides peuvent toutefois s'échapper de l'enceinte de confinement vers l'environnement extérieur par l'entremise des fuites structurelles du bâtiment. Lorsque le scénario englobe une défaillance du système de refroidissement d'urgence du coeur (SRUC), 4 possibilités sont évaluées.

- a) Défaillance de l'injection et du refroidissement ultra-rapide.
- b) Défaillance de l'injection.
- c) Défaillance du refroidissement ultra-rapide.
- d) Défaillance de l'isolation des boucles du circuit primaire.

**3) Scénario d'accident double impliquant une défaillance du système de confinement.**

Lorsque le scénario englobe une telle défaillance, 4 possibilités sont évaluées.

- a) Défaillance partielle des clapets d'isolation (d'entrée ou de sortie). Les deux clapets d'entrée ou les deux clapets de sortie sont restés ouverts créant une brèche dans l'enceinte de confinement. Les clapets d'isolation d'entrée fournissent un passage pour les radionucléides vers l'extérieur par le système de ventilation. Les clapets d'isolation de sortie constituent une ouverture conduisant à la cheminée dans laquelle sont disposés quelques filtres retenant la majeure partie des radionucléides.

## 2.B Cheminement des radionucléides

---

- b) Défaillance de la logique d'isolation. L'ensemble des clapets d'isolation d'entrée et de sortie refusent de se fermer. On assume que l'isolation est rétablie par un opérateur 15 minutes après la réception du signal d'un accident.
- c) Dégonflement des joints d'étanchéité des sas.
- d) Malfunctionnement d'un sous-système de l'arrosage. Un dôme à l'intérieur du bâtiment du réacteur forme un réservoir d'eau pouvant être utilisée pour le système d'arrosage. Celui-ci est composé de 2 sous-systèmes, chacun formé de 3 collecteurs d'arrosage. La défaillance d'un sous-système d'arrosage influe sur la capacité de réduire la pression dans l'enceinte de confinement et, conséquemment, peut occasionner une augmentation des taux de fuite par les microfissures du béton.

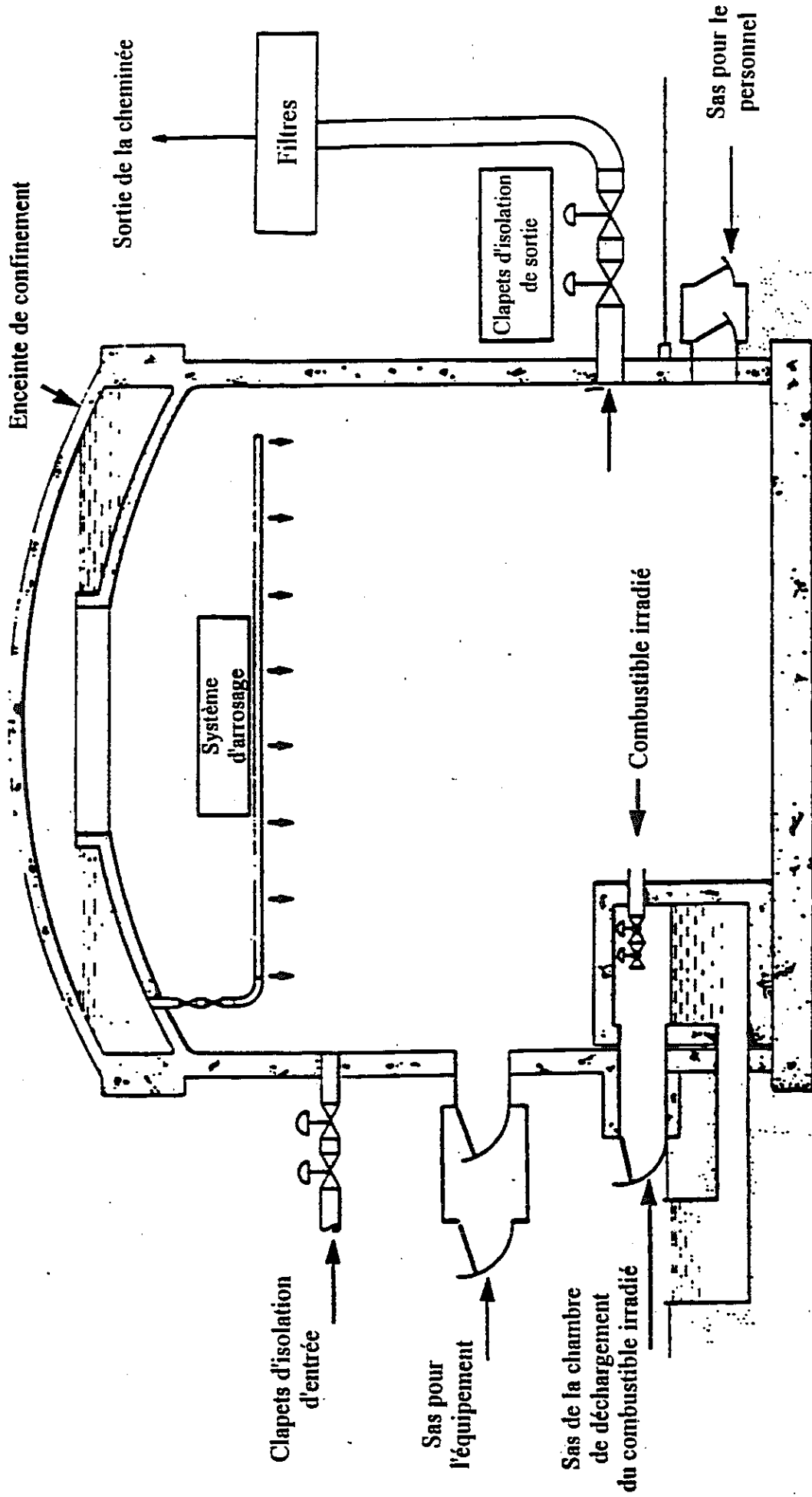


Figure 2.B-1 : Schéma simplifié du système de confinement de Gentilly-2 (Source : Hydro-Québec et EA CL, 1993).

### 4. COMPORTEMENT DES RADIONUCLÉIDES DANS L'ENCEINTE DE CONFINEMENT

À la suite d'un accident radiologique, plusieurs facteurs contribuent à l'atténuation ou à l'augmentation de la concentration des radionucléides dans l'atmosphère du bâtiment-réacteur. La concentration dans l'enceinte de confinement diminue au fur et à mesure que les radionucléides s'échappent vers l'extérieur. Outre ce phénomène, une réduction dans l'air ambiant<sup>1</sup> peut être causée par la décroissance radiologique, l'adsorption sur les surfaces, la sédimentation gravitationnelle et celle engendrée par le système d'arrosage ainsi que la dissolution dans l'eau libérée (Hydro-Québec et EAAC, 1991a). Pour leur part, les processus menant à l'augmentation de la concentration dans l'air ambiant sont la désorption, la conversion en des formes plus volatiles (par exemple, l'iode ionique transformé en iode organique) ainsi que la décroissance radiologique des radionucléides précurseurs.

#### 4.1 Molécules gazeuses

##### 4.1.1 Gaz nobles

Les gaz nobles sont chimiquement inertes. Ils ne sédimentent ni ne se dissolvent dans la vapeur causée par la fuite d'eau lourde ou dans l'eau libérée par le système d'arrosage. Ils ne réagissent pas non plus avec les surfaces du

---

<sup>1</sup>À titre d'exemple, McKenna et Gütter (1988) attribuent les valeurs suivantes aux facteurs de réduction (ratio de la quantité de radionucléides aéroportés après une certaine période sur la quantité de radionucléides aéroportés initialement). Le facteur de réduction lié aux processus de dissolution, de décroissance, d'adsorption et de sédimentation = 0,40 pour 0,5 à 1 heure de rétention et 0,01 pour 24 heures de rétention. Le facteur de réduction lié à l'arrosage = 0,03 pour 0,5 à 1 heure de rétention et 0,002 pour 24 heures de rétention.

bâtiment. Les seuls mécanismes pouvant réduire de façon significative la concentration de gaz nobles dans l'atmosphère du bâtiment sont la décroissance radiologique et leur émission vers l'extérieur.

#### 4.1.2 Iode inorganique

Parmi les formes d'iode inorganique existantes, seuls l'iode élémentaire ( $I_2$ ) et l'iode ionique ( $I^-$ ,  $IO^-$ ) possèdent une volatilité significative. Ces formes d'iode sont très réactives chimiquement et leur concentration dans l'atmosphère peut être réduite de plusieurs ordres de grandeur par les processus de dissolution et d'adsorption. Étant donnée leur grande affinité pour l'eau, elles se dissolvent en grande quantité dans les étendues d'eau, les films d'eau surfacique ou la bruine créés par la perte de modérateur ou de caloporteur ou par l'activation du système d'arrosage. Elles peuvent aussi être adsorbées sur les surfaces solides et peintes. Cependant, elles ne sont pas liées de façon irréversible à ces surfaces, particulièrement si la température à l'intérieur de l'enceinte est élevée. Elles peuvent alors retourner en suspension dans l'air ambiant en se désorbant des surfaces solides ou liquides.

#### 4.1.3 Iode organique

L'iode organique est produit par association de l'atome d'iode avec une molécule organique. Ces formes d'iode dites pénétrantes<sup>2</sup>, comme l'iodure de méthyl ( $CH_3I$ ), ne réagissent pas beaucoup ni avec l'eau ni avec les surfaces solides. Leur comportement dans le confinement est donc similaire à celui des

---

<sup>2</sup>Les formes pénétrantes sont des composés gazeux pouvant franchir aisément l'enceinte de confinement, même lorsqu'elle est demeurée intacte, par l'entremise des microfissures présentes dans le béton de l'enceinte. Il est généralement admis que l'iodure de méthyl est la forme la plus importante parmi les composés dits "pénétrants".

gaz nobles. Toutefois, dans la plupart des analyses, la formation de ces composés est considérée comme étant peu importante; elle est assumée équivaloir à environ 0,1% de l'iode total émis. Même s'il y a atténuation des concentrations dans l'atmosphère de l'enceinte par l'émission dans l'environnement, la proportion d'iode organique dans l'enceinte pourrait demeurer en équilibre grâce à sa désorption graduelle des étendues d'eau formées sur les surfaces.

### 4.2 Radionucléides sous forme d'aérosols solides

L'adsorption de radionucléides gazeux comme l'iode inorganique sur des poussières présentes dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement est un mécanisme par lequel les radionucléides particulaires peuvent être formés. Cependant, le taux d'adsorption sur les particules est généralement très faible. De plus, ces particules seraient soit lessivées par le système d'arrosage soit agglomérées dans l'atmosphère humide puis sédimentées. La probabilité que les radionucléides sous forme particulaire soient émis dans l'environnement est donc faible.

### 4.3 Radionucléides sous forme d'aérosols liquides

Plusieurs particules radioactives solides sont présentes dans l'eau lourde du circuit primaire (caloporteur). En cas d'accident impliquant une fuite liquide, une large proportion de ces particules seraient émises dans l'enceinte de confinement sous forme de particules en suspension dans la phase liquide. Les radionucléides



hydrosolubles, comme l'iode inorganique peuvent également être dissous dans le caloporteur et être émis dans le confinement sous cette forme. Les aérosols liquides peuvent donc véhiculer des radionucléides sous forme de particules en suspension ou sous forme dissoute.

Les aérosols présents dans l'atmosphère ont toutefois tendance à sédimenter par gravité sur les surfaces horizontales ou à être entraînés au sol par l'action du système d'arrosage. Ils sont alors captés dans les mares d'eau formées sur les planchers de l'enceinte de confinement.

Les radionucléides dans les aérosols liquides peuvent également subir des transformations et devenir volatils, les rendant aptes à s'évader plus facilement de l'enceinte de confinement. L'exemple le plus probant est sans doute le cas des iodes présents sous forme ionique dans les aérosols liquides qui peuvent se convertir en iode élémentaire et ainsi diffuser dans la phase gazeuse. Comme ce processus est relativement lent, une quantité négligeable d'iode élémentaire serait ainsi formée. De plus, cette forme d'iode étant très réactive, elle s'adsorbe en grande partie sur les surfaces ou atteint rapidement les étendues d'eau grâce au lessivage créé par la fuite de l'eau lourde (lorsque l'accident implique une telle fuite) et l'activation du système d'arrosage. Des impuretés organiques sous forme gazeuse peuvent également se dissoudre dans les aérosols et réagir avec l'iode élémentaire pour former des iodes organiques volatils comme l'iodure de méthyle. Il est fort probable que ces composés contribuent dans une certaine proportion à l'iode atmosphérique gazeux.

### 4.4 Sommaire

Le comportement des radionucléides dans le confinement dépend des processus tels la dissolution, la décroissance radiologique, l'adsorption et l'activation des systèmes d'arrosage aussi bien que des formes de radionucléides présentes.

Certains radionucléides tels les iodes inorganiques et les aérosols liquides ou solides sont rapidement enlevés de l'atmosphère par l'adsorption sur les surfaces, la sédimentation gravitationnelle ou celle engendrée par l'action du système d'arrosage. Ceux-ci n'ont la possibilité de s'échapper de l'enceinte de confinement que dans une très faible proportion. D'autres, tels les iodes organiques et les gaz nobles, sont peu affectés par ces processus. Ils représentent les radionucléides les plus susceptibles de s'échapper de l'enceinte de confinement. À ce titre, NRC et EPA (1978) indiquent que le potentiel de relâche dans l'environnement diminue selon l'ordre suivant :

- les radionucléides gazeux (Kr, Xe);
- les éléments volatils (notamment les radioiodes);
- les éléments non volatils.

## 5. PROCESSUS DE RÉDUCTION DES CONCENTRATIONS DE RADIONUCLÉIDES AUX POINTS DE FUITE DU CONFINEMENT

Les processus de réduction des concentrations (dilution, décroissance radiologique et adsorption) jouent encore un rôle lors du cheminement des radionucléides de l'intérieur vers l'extérieur de l'enceinte de confinement (Hydro-Québec et EACL, 1991a). Les principaux points de fuite considérés sont les suivants :

- les microfissures et les pores du bâtiment (fuites structurelles);
- les brèches dans le système de confinement menant à l'extérieur sans passer par la cheminée;
- la brèche conduisant à la cheminée et ses filtres.

Si des radionucléides sont émis dans le bâtiment-réacteur à la suite d'un accident alors que le confinement est intact, seule une faible proportion de ceux-ci parviendront à l'environnement par l'entremise des microfissures de l'enceinte. Une émission plus importante pourrait survenir s'il y avait indisponibilité du confinement. Dans ce cas, une défaillance d'un sous-système d'arrosage diminuerait la capacité d'abaisser la pression dans l'enceinte entraînant ainsi une augmentation des fuites par les microfissures. Pour les défaillances produisant une brèche dans l'enceinte, une distinction est faite entre celles menant à l'extérieur par l'entremise des clapets d'entrée ou des joints d'étanchéité des sas et celle menant à la cheminée par l'ouverture des clapets de sortie<sup>3</sup>. Dans ce dernier cas, les rejets à l'atmosphère sont limités grâce aux filtres.

---

<sup>3</sup>Une émission de radionucléides par la cheminée pourrait également être initiée et contrôlée par les opérateurs afin de dépressuriser l'enceinte de confinement.

### 5.1 Fuites structurelles de l'enceinte de confinement

Même lorsque le système de confinement fonctionne normalement, les radionucléides peuvent être émis dans l'environnement extérieur par l'intermédiaire des fuites structurelles, c'est-à-dire par les microfissures et la porosité du béton de l'enceinte. Ce taux de fuite est très lent; il est d'environ 0,5% du volume d'air par jour pour le bâtiment-réacteur. Il peut toutefois être plus important lorsqu'un sous-système d'arrosage est défaillant. Par esprit de conservatisme, le taux de fuite crédité dans les analyses de sûreté lorsque les systèmes de confinement fonctionnent normalement s'élève à 5% du volume par jour à sa pleine pression de conception (124 KPa).

Ce lent processus de fuite permet une décroissance radiologique avant l'émission des radionucléides dans l'environnement et favorise les interactions avec les surfaces résultant en un enlèvement significatif des radionucléides chimiquement réactifs. Le gradient de température rencontré pendant le cheminement dans le mur du bâtiment, d'une épaisseur d'un mètre, cause une condensation significative de la vapeur résultant en un enlèvement presque complet des composés radioactifs gazeux hydrosolubles (comme l'iode élémentaire). Une rétention complète des aérosols est également prévisible.

Les radionucléides pouvant être émis par cette voie sont donc les gaz nobles (xénon et krypton) et les iodes sous forme organique. Les iodes dissous dans les aérosols liquides de même que les autres éléments devraient être retenus dans l'enceinte de confinement.

## 5.2 Brèche dans l'enceinte de confinement

Toute ouverture dans l'enceinte de confinement occasionnée par une défaillance du système de confinement et créant un passage vers l'extérieur pour les radionucléides est appelée une brèche. Il peut s'agir d'un dégonflement des joints d'étanchéité des sas ou d'une défaillance des clapets d'isolation d'entrée ou de sortie.

Lors d'accidents impliquant une brèche dans l'enceinte, la majorité sinon la totalité des émissions survient pendant la première heure.

Les contributions relatives à la dose effective et à la dose à la thyroïde des radionucléides émis lors d'un scénario d'accident impliquant une défaillance de la logique d'isolation (ensemble des clapets d'isolation d'entrée et de sortie) sont présentées aux figures 2.B-2 et 2.B-3.

### 5.2.1 Dégonflement des joints d'étanchéité des sas ou défaillance des clapets d'isolation d'entrée

Les radionucléides quittant le confinement par l'une de ces voies subiraient une certaine rétention contribuant à réduire les concentrations par décroissance radiologique avant leur émission à l'environnement. Les processus d'enlèvement engendrés par la turbulence pourraient également atténuer un peu la concentration en aérosols. Malgré cette légère atténuation, on peut considérer que l'ensemble des radionucléides gazeux (gaz nobles, iodes inorganiques et organiques) et des aérosols pourraient être émis à l'environnement.

## 2.B Cheminement des radionucléides

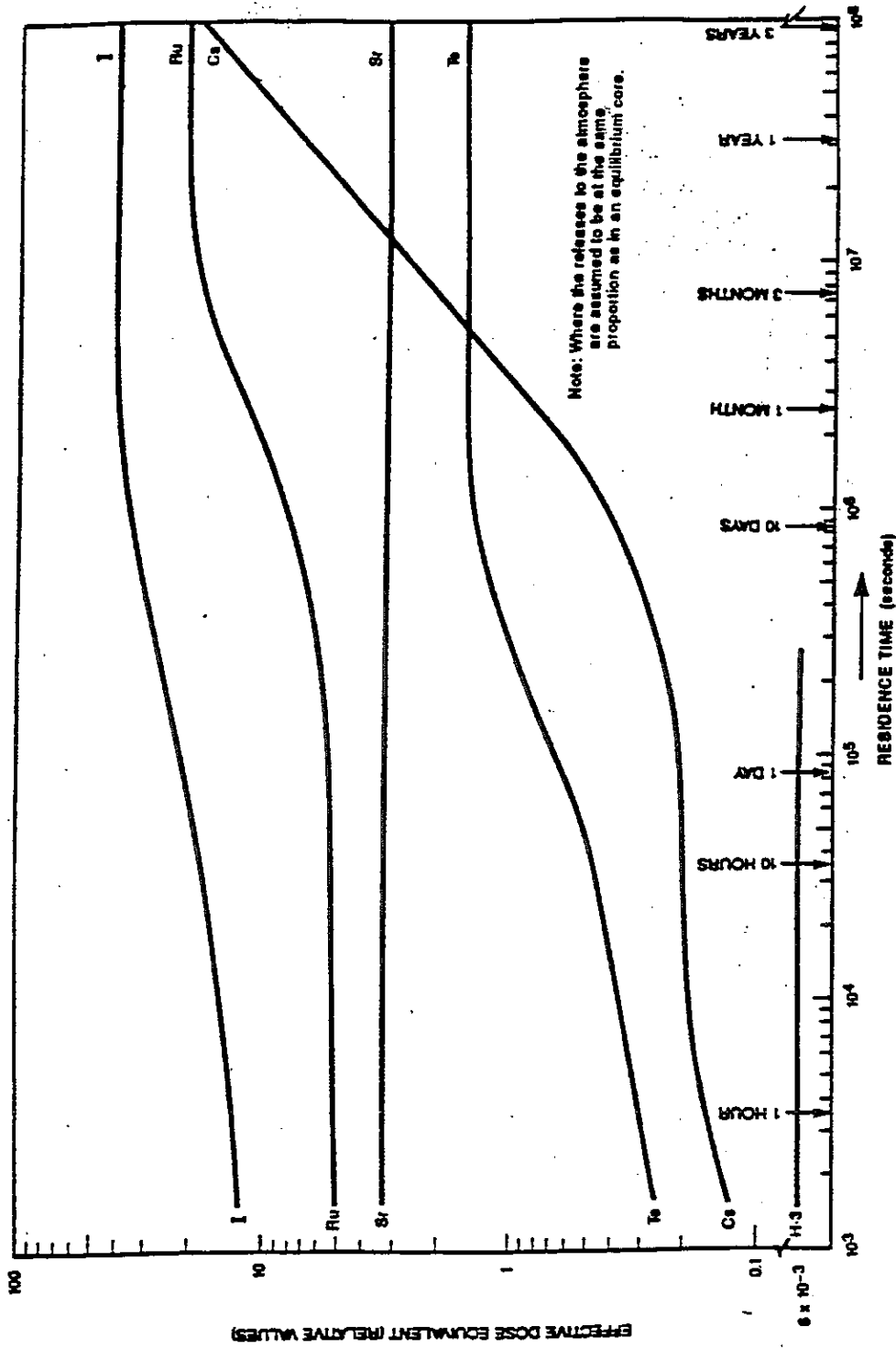


Figure 2.B-2 : Contributions relatives de l'iode, du ruthénium, du strontium, du tellure et du césium à la dose équivalente à l'organisme entier en fonction du temps de résidence (Source : Hydro-Québec et EACL, 1991b).

2.B Cheminement des radionucléides

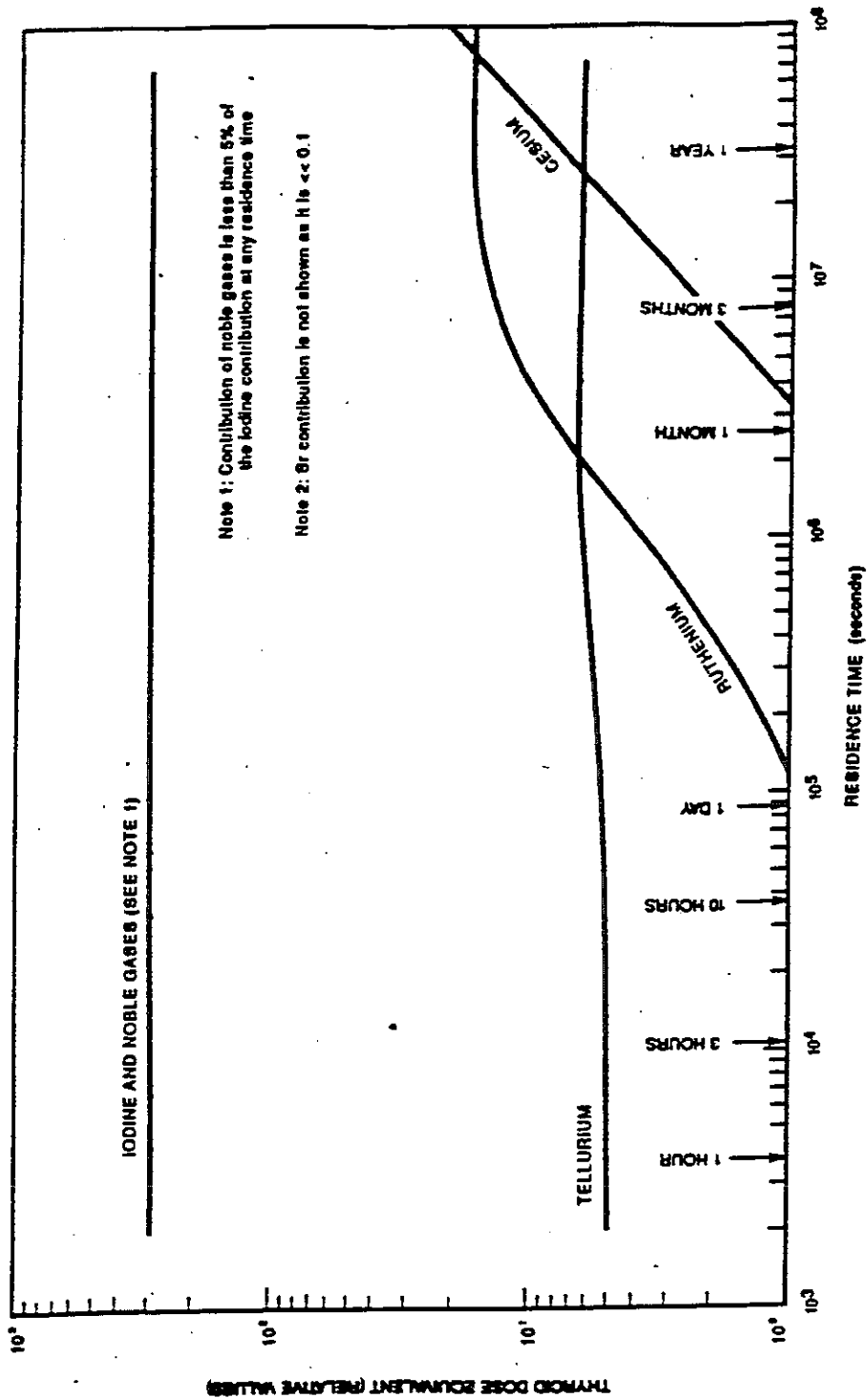


Figure 2.B-3 : Contributions relatives de l'iode, des gaz nobles, du ruthénium, du tellure et du césium à la dose à la thyroïde en fonction du temps de résidence (Source : Hydro-Québec et EAQL, 1991b).

### 5.2.2 Défaillance des clapets d'isolation de sortie

Si les clapets de sortie refusaient de se fermer à la suite d'un accident, les radionucléides seraient émis à l'extérieur de l'enceinte de confinement par un réseau de conduites menant à une cheminée dans laquelle sont disposés une série de filtres : un pré-filtre, un filtre HEPA, un filtre au charbon activé et un second filtre HEPA. Les filtres HEPA retiennent les aérosols de dimension supérieure à 1  $\mu\text{m}$  alors que le filtre au charbon activé capte efficacement l'iode organique et inorganique.

Ainsi, s'il advenait une fuite de radionucléides par cette voie, une rétention importante des aérosols dans les conduites (par adsorption sur les surfaces) et les filtres HEPA devrait avoir lieu. Pour les iodures organiques et inorganiques, une rétention par les filtres au charbon activé devrait également être d'efficacité élevée (99,945%). En ce qui concerne les gaz nobles, ils seraient presque entièrement émis dans l'environnement extérieur; seule une faible proportion serait captée par les filtres au charbon activé par un processus de rétention physique.

## 6. PROCESSUS DE CONTAMINATION DE L'ENVIRONNEMENT

Une fois émis à l'extérieur de l'enceinte de confinement, les radionucléides sont transportés par les vents et sont entraînés au sol par gravité ou par les précipitations. À court terme, l'homme et les animaux peuvent être exposés par irradiation externe due au



passage du panache et aux dépôts dans l'environnement et par irradiation interne due à l'inhalation.

À plus long terme, les radionucléides sont impliqués dans une série complexe de processus physiques, chimiques et biologiques conduisant soit à une atténuation soit à une augmentation des concentrations dans un milieu donné. Les radionucléides peuvent notamment être transférés dans la chaîne alimentaire par des processus de bioamplification et de biomagnification pour atteindre l'homme par l'ingestion d'aliments contaminés issus des exploitations bioalimentaires (agriculture, pêche commerciale) ou des milieux environnementaux.

### 6.1 Schématisation des processus de transfert et d'exposition

La figure 2.B-4 présente de façon simplifiée les voies de transfert et d'exposition des radionucléides à la suite de leur émission accidentelle dans l'environnement. Un accident à la centrale peut entraîner une émission de radionucléides soit à l'atmosphère (A-B) soit dans le milieu aqueux (A-C). Les radionucléides émis dans l'atmosphère peuvent se déposer sur le sol (B-D), sur les étendues d'eau (B-C), sur les bâtiments, le couvert forestier et le couvert végétal des écosystèmes naturels (B-E), ou sur les productions agricoles (B-F). Les radionucléides déposés sur le sol peuvent être transférés aux plantes des écosystèmes naturels (D-E), aux plantes des productions agricoles (D-F) ou encore migrer en profondeur dans le sol pour atteindre les eaux souterraines (D-L). Les radionucléides en suspension dans l'atmosphère peuvent être la cause de l'irradiation externe des animaux lors du passage du panache et de leur irradiation interne due à l'inhalation (B-G). La

## 2.B Cheminement des radionucléides

---

contamination du sol contribue également à l'exposition des animaux par irradiation externe (D-G). Les productions agricoles contaminées peuvent être ingérées par les animaux d'élevage (F1-G) et ainsi être transférés dans les aliments d'origine animale tels le lait, la viande et les oeufs.

Les radionucléides se retrouvant dans les eaux de surface peuvent sédimenter (C-K) pour ensuite être absorbés par les plantes (K-J) et les animaux aquatiques (K-I). Les radionucléides en suspension dans le milieu aqueux peuvent également se bioconcentrer dans les organismes aquatiques du règne végétal (C-J) ou animal (C-I), ou encore se biomagnifier par transfert dans la chaîne trophique (J-I).

L'humain, au dernier maillon de la chaîne alimentaire, peut donc être exposé par plusieurs voies. **Pendant le passage du panache (court terme)**, il peut être directement exposé par irradiation externe provenant de l'atmosphère ou du sol et par irradiation interne due à l'inhalation (B-M et D-M). **Après le passage du panache**, l'humain est surtout exposé par irradiation interne due à la consommation d'eau provenant de sources de surface (C-M) et d'aliments contaminés : produits non commercialisés (E-M), produits agricoles (F2-M), lait (H1-M), viande, oeufs, etc. (H2-M), produits de la pêche tels mollusques, crustacés, poissons (I-M). L'humain peut également être exposé par irradiation externe provenant des radionucléides déposés sur le sol et par inhalation de radionucléides remis en suspension dans l'air (D-M) de même que par irradiation externe engendrée par l'immersion dans l'eau contaminée lors de baignades (C-M). Bien que peu probable, l'exposition par ingestion d'eau provenant de la nappe phréatique est également illustrée (L-M).