

**207**

**DQ4.4**

Projet de modification des installations de  
stockage des déchets radioactifs et  
réfection de Gentilly-2

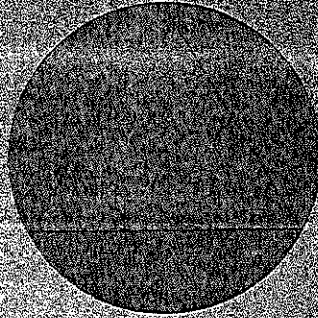
Bécancour

6212-02-005

# SÉCURITÉ CIVILE

## PLAN DES MESURES D'URGENCE NUCLÉAIRE EXTERNE À LA CENTRALE NUCLÉAIRE GENTILLY 2

- PLAN DIRECTEUR -





**TABEAU I**  
**LES PHASES D'UN ACCIDENT AVEC REJETS RADIOACTIFS**

Phases...	INITIALE	INTERMÉDIAIRE	RÉTABLISSEMENT
<b>Durée</b>	De la reconnaissance de la possibilité de rejets jusqu'à quelques heures après le début des rejets (durée totale : de quelques heures à quelques jours).	De quelques heures après le début des rejets jusqu'à quelques jours ou semaines plus tard (données sur la contamination environnementale disponibles).	Peut durer de quelques semaines à quelques années après l'accident.
<b>Principales voies d'exposition</b>	<p>Externe :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>. irradiation provenant de la centrale</li> <li>. irradiation externe provenant du nuage</li> <li>. contamination de la peau et des vêtements</li> <li>. irradiation provenant des dépôts au sol</li> </ul> <p>Interne :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>. inhalation au passage du nuage</li> </ul>	<p>Externe :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>. exposition aux dépôts au sol</li> </ul> <p>Interne :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>. ingestion d'aliments et d'eau (transfert des dépôts dans la chaîne alimentaire)</li> <li>. inhalation des matières remises en suspension</li> </ul>	<p>Externe :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>. exposition aux dépôts au sol</li> </ul> <p>Interne :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>. ingestion d'aliments et d'eau (transfert des dépôts dans la chaîne alimentaire)</li> <li>. inhalation des matières remises en suspension</li> </ul>
<b>Mesures de protection possibles</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>. contrôle d'accès</li> <li>. vêtements et protection respiratoire</li> <li>. mise à l'abri</li> <li>. administration d'iode</li> <li>. évacuation</li> <li>. décontamination des personnes</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>. contrôle d'accès</li> <li>. mise à l'abri</li> <li>. administration d'iode</li> <li>. évacuation</li> <li>. relogement</li> <li>. décontamination des personnes et soins médicaux</li> <li>. contrôle de la consommation de l'eau et de la nourriture</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>. contrôle d'accès</li> <li>. relocalisation</li> <li>. décontamination de l'environnement</li> <li>. contrôle de la consommation de l'eau et de la nourriture</li> </ul>

Source : A.I.E.A. #72, 1985

TABLEAU II

**MESURES DE PROTECTION DIRECTE DE LA POPULATION  
ET NIVEAUX D'INTERVENTION EN PHASE INITIALE**

MESURES DE PROTECTION	DESCRIPTION	Niveaux d'intervention <sup>(1)</sup> (dose évitée)	CRITÈRES DE LEVÉE DE LA MESURE DE PROTECTION <sup>(2)</sup>
Mise à l'abri	Demeurer à l'intérieur des édifices (dans un endroit éloigné des murs extérieurs, des portes et des fenêtres et protégeant des radiations tel le sous-sol des maisons) avec portes et fenêtres fermées et systèmes de ventilation arrêtés.	≥ 3mSv par période de 12 heures [durée d'application maximale de 12 heures] <sup>(3)</sup>	< 3 mSv pour la période subséquente de 12 hres
Évacuation <sup>(4)</sup>	Déplacement rapide des personnes hors de leur domicile (ou lieu de travail) pour une période limitée vers un lieu situé en dehors de la zone d'intervention.	≥ 10 mSv / 24 h ou ≥ 50 mSv / 7 jours [durée d'application maximale de 7 jours]	< 10 mSv pour le prochain 24 h ou ≤ 50 mSv / 7 jours
Administration de comprimés d'iode <sup>(5)</sup> (dose engagée à la thyroïde)	Ingestion d'iode stable afin de saturer la glande thyroïde. Ceci a pour effet de réduire ou d'empêcher la fixation de l'iode radioactif sur cet organe.	100 mSv [à la thyroïde] <sup>(6)</sup>	

- (1) Les niveaux d'intervention (NI) sont exprimés en dose évitée à l'organisme entier pour l'individu critique, placé au centre du nuage, sauf si indiqué autrement. Par ailleurs, dans certaines conditions exceptionnelles, l'application des mesures de protection pourrait être modifiée en raison des risques particuliers rattachés à ces conditions ou de l'impossibilité d'appliquer les mesures de protection. Des exemples de conditions exceptionnelles sont la canicule (en fonction de la mise à l'abri), le verglas ou la tempête de neige (pour l'évacuation), ou un désastre concomitant de l'accident. Les NI pour ces conditions exceptionnelles sont spécifiés au tableau V.
- (2) La levée d'une mesure de protection implique la condisération des niveaux d'intervention reliés aux autres mesures. Cette levée peut donc conduire à un retour à la vie normale ou à l'application d'une autre mesure de protection (par exemple passer de l'évacuation au relogement temporaire).
- (3) Cette durée maximale pourrait être réduite selon la protection réelle offerte par la mesure, compte tenu des conditions accidentelles. Selon la nature et la durée du rejet, la protection offerte par la mise à l'abri pourrait varier significativement.
- (4) Une évacuation préventive serait effectuée avant l'émission de substances radioactives ou avant qu'un nuage radioactif n'ait atteint la population concernée. Une évacuation retardée serait effectuée après le passage du panache et probablement à la suite d'une mise à l'abri.
- (5) Cette mesure est en voie de révision.
- (6) L'iode radioactif serait un élément présent en quantité importante dans le nuage radioactif. La glande thyroïde est un organe où l'iode est concentré; elle est donc particulièrement fragile en situation d'urgence nucléaire.

\* Source Document de référence du PMUNE-G2 (1995). Les mesures de protection de la santé publique et les niveaux d'intervention en cas d'accident avec rejets radioactifs : Synthèse de la littérature, DRSP (1994).

**TABLEAU III**

**MESURES DE PROTECTION DIRECTE POUR LA POPULATION ET NIVEAUX D'INTERVENTION  
EN PHASE INTERMÉDIAIRE ET DE RÉTABLISSEMENT**

MESURES DE PROTECTION	DESCRIPTION	Niveaux d'intervention <sup>(1)</sup>	CRITÈRES DE LEVÉE DE LA MESURE DE PROTECTION
Relogement temporaire	Déménagement d'une population pour une période prolongée mais limitée (jusqu'à plusieurs mois AIEA, 1993).	Évacuation > 4-7 jours ou dose évitée $\geq$ 5 à 10 mSv/mois [durée maximale d'application: 12 mois]	< 5 à 10 mSv/mois
Relogement permanent	Retrait complet des personnes de la zone contaminée sans retour prévu avant au moins plusieurs années (AIEA, 1993).	si relogement temporaire > 12 mois ou dose projetée à vie entre 100 mSv et 1 Sv	

<sup>(1)</sup> Compte tenu du temps disponible pour prendre les décisions concernant les mesures en phase intermédiaire et des nombreux éléments socio-politiques qui pourraient entrer en ligne de compte, il apparaît prudent de déterminer une plage de NI plutôt qu'un niveau minimal justifié.

La US-EPA (1992) précise d'ailleurs que ses NI en phase intermédiaire ne devraient être considérés comme décisionnels que dans le développement des plans d'urgence. En situation d'accident, des conditions et contraintes locales influenceront la prise de position des autorités publiques à ce sujet.

\* Source Document de référence du PMUNE-G2 (1995). Les mesures de protection de la santé publique et les niveaux d'intervention en cas d'accident avec rejets radioactifs : Synthèse de la littérature, DRSP (1994).

## MESURES COMPLÉMENTAIRES

Par ailleurs, certaines mesures de protection peuvent être appliquées en soutien ou en complément à ces principales mesures. Aucun niveau d'intervention ne leur est associé. Il s'agit :

- . du contrôle des voies d'accès;
- . du port de vêtements de protection;
- . de la décontamination individuelle.

Elles peuvent être appliquées pour améliorer l'impact d'une autre mesure (par exemple le contrôle des accès durant la mise à l'abri), pour minimiser l'exposition durant l'application d'une mesure (ex. : protection respiratoire simple durant une évacuation ou pour en minimiser les conséquences (ex. : décontamination). On retrouvera la description de ces mesures au tableau IV.

## NIVEAUX D'INTERVENTION POUR LES MESURES DE PROTECTION DIRECTE DANS LES CONDITIONS EXCEPTIONNELLES

Les niveaux d'intervention définis au tableau III seront applicables dans des conditions normales pour les personnes chez qui les mesures de protection représentent un risque normal.

Cependant, des conditions environnementales difficiles, telles une tempête de neige, le verglas, un désastre concomitant (un tremblement de terre ou un déversement chimique, par exemples) pourraient empêcher ou rendre l'application des mesures beaucoup plus dangereuse.

De plus, des personnes qui ont des problèmes de santé majeurs (ex. conditions cardiaques instables chez des patients hospitalisés) seraient davantage susceptibles de subir des effets négatifs lors de l'application de certaines mesures. Il est bien entendu qu'il est tout à fait inapproprié de mettre directement la vie d'une personne en danger en procédant à son évacuation. Les doses de rayonnements susceptibles d'entraîner des décès précoces sont de beaucoup supérieures à celles où l'on applique l'évacuation, dont le but est surtout d'éviter des effets à long terme dans la population, du type cancer<sup>1</sup>.

Exceptionnellement, ces deux conditions peuvent être réunis, i.e. des groupes de personnes plus à risque et des conditions environnementales difficiles, et les niveaux d'intervention doivent être majorés en conséquence.

<sup>1</sup> En l'absence de soins médicaux de base, les doses où l'on pourrait commencer à observer des décès chez les individus les plus à risque (malades chroniques, déficients immunitaires) sont de l'ordre de 1 Sv (1 000 mSv). Pour la moyenne de la population, cette dose serait plutôt de l'ordre de 3 à 5 Sv (3 000 à 5 000 mSv). Par comparaison, la dose où l'on appliquerait l'évacuation, dans des conditions normales, est de 10 mSv (0.01 Sv).

**TABLEAU IV  
MESURES DE PROTECTION COMPLÉMENTAIRES**

<b>MESURES</b>	<b>DESCRIPTION</b>	<b>PHASE D'APPLICATION</b>	<b>VOIES D'EXPOSITION</b>	<b>BÉNÉFICES</b>
<b>Contrôle des voies d'accès<sup>(1)</sup></b>	Interdiction ou limitation de l'entrée dans un secteur donné jugé à risque	Toutes. Devrait suivre automatiquement la reconnaissance d'une urgence hors site.	Toutes.	Évite l'augmentation du nombre de personnes exposées. Réduit la propagation de la contamination
<b>Vêtements et matériel de protection respiratoire</b>	Protection des voies respiratoires avec des articles d'usage personnel (ex. : foulard) et port de vêtements tels chapeau, bottes et gants.	Initiale et intermédiaire.	Inhalation. Contamination de la peau et des cheveux.	Évite le dépôt et l'absorption de matières radioactives.
<b>Décontamination individuelle<sup>(2)</sup></b>	Retrait de la contamination accumulée sur la peau, les vêtements.	Initiale et Intermédiaire	Contamination de la peau, des cheveux et des vêtements.	Élimine ou abaisse le niveau de contamination de façon simple.

(1) Un niveau d'intervention sera déterminé pour cette mesure dans les procédures opérationnelles.

(2) Il s'agit de retirer les vêtements contaminés et de prendre une douche ou de laver les parties exposés.

\* Source

Document de référence du PMUNE-G2 (1995). Les mesures de protection de la santé publique et les niveaux d'intervention en cas d'accident avec rejets radioactifs : Synthèse de la littérature, DRSP (1994).

Le tableau V illustre les niveaux d'intervention pour l'évacuation et la mise à l'abri à utiliser dans les conditions exceptionnelles en comparaison avec ceux utilisés en situation normale.

Finalement, il est important de mentionner que ces niveaux d'intervention sont présentés pour des groupes de personnes. La décision d'évacuer, pour chaque cas individuel, sera prise par la personne concernée en tenant compte de l'avis du personnel soignant, en fonction de son état de santé et de sa capacité à subir le stress de l'évacuation sans en subir de préjudice majeur.

**TABLEAU V**  
**COMPARAISON DES NIVEAUX D'INTERVENTION**  
**POUR LES MESURES DE PROTECTION DIRECTE**  
**DANS LES CONDITIONS EXCEPTIONNELLES**

Mesures de protection	Niveaux d'intervention -conditions normales-	Niveaux d'intervention - conditions EXCEPTIONNELLES -	
		intempéries <u>ou</u> groupes à risque	intempéries <u>et</u> groupes à risque
mise à l'abri	$\geq 3$ mSv / 12 heures	$\geq 50$ mSv / 24 heures ou $\geq 250$ mSv / 7 jours	$\geq 100$ mSv / 24 heures ou $\geq 500$ mSv / 7 jours
évacuation	$\geq 10$ mSv / 24 heures ou $\geq 50$ mSv / 7 jours	$\geq 50$ mSv / 24 heures ou $\geq 250$ mSv / 7 jours	$\geq 100$ mSv / 24 heures ou $\geq 500$ mSv / 7 jours



### 2.2.2 MESURES DE PROTECTION INDIRECTE

Les mesures de protection indirecte visent à protéger la population des effets des rayonnements issus de la contamination du milieu et de la chaîne alimentaire. Ces mesures n'affectent toutefois pas directement les habitudes de vie des individus. Ces mesures sont, notamment:

- les avis concernant la commercialisation des denrées alimentaires;
- les avis concernant l'eau de consommation;
- la protection des animaux de ferme (pour diminuer la contamination de la chaîne alimentaire et plus particulièrement celle du lait);
- la décontamination du milieu bâti.

Certaines des mesures sont applicables à titre préventif avant le passage appréhendé d'un nuage radioactif, ou encore à titre curatif à la suite du dépôt de matières radioactives. Elles peuvent donc être recommandées aussi bien en phase initiale, qu'intermédiaire ou de rétablissement.

Il est à noter que certaines mesures relatives à la protection de la chaîne alimentaire, pourraient être mises en oeuvre avant ou même sans que les mesures de protection directes soient à recommander à la population.

Les niveaux d'intervention retenus pour les principales mesures de protection indirecte apparaissent au TABLEAU VI.

### 2.2.3 PROTECTION DU PERSONNEL D'URGENCE

Tous les ministères et organismes dont le personnel (y compris leurs bénévoles) est appelé à intervenir en situation d'urgence nucléaire doivent voir à la mise en place des mesures nécessaires pour protéger la santé et assurer la sécurité et l'intégrité physique de leurs intervenants. Une formation adéquate permettra aux travailleurs d'évaluer les risques à l'exposition aux radionucléides.

Les tâches du personnel affecté à l'urgence doivent être planifiées selon trois principes de radioprotection:

- minimiser le temps d'exposition (exemple : rotation du personnel, fractionnement des doses par le partage de la tâche entre plusieurs personnes);
- augmenter la distance entre la personne et la source de radioactivité (exemple : utilisation d'appareils télécommandés, postes de contrôle situés en-dehors de la zone à risque);
- placer des écrans entre la source de radioactivité et le travailleur (exemple: vêtements de protection, travail dans des abris - véhicules, édifices).

**TABEAU VI**  
**NIVEAUX D'INTERVENTION POUR LES**  
**PRINCIPALES MESURES DE PROTECTION INDIRECTES**

**EN RÉVISION**

Mesures de Protection	Niveau d'intervention (NI)	Conditions d'application	Étendue de la planification
Mise à l'abri des animaux de ferme	NI de mise à l'abri de la population humaine (3 mSv évité par période de 12 h.) <sup>(1)</sup>	La consigne correspondance pour l'humain doit être émise. Le délai avant le passage du panache doit être suffisant pour permettre l'application de la mesure sans exposer les humains.	ZPU-P
Interdiction de commercialiser les aliments destinés à la population humaine	2 mSv/catégorie d'aliments pour la 1 <sup>ère</sup> année <sup>(2)</sup> 1 mSv/catégorie d'aliments pour années subséquentes		ZPU-I
Émission d'un avis de non-consommation de l'eau destinée à la population humaine	2 mSv pour 1 <sup>ère</sup> année <sup>(3)</sup> 1 mSv pour années subséquentes et 0,5 mSv/an (Règlement sur l'eau potable) <sup>(4)</sup>	La qualité de l'eau doit respecter les deux séries de niveaux d'intervention dérivés.	ZPU-I

- (1) Un niveau d'intervention inférieur à celui de la mise à l'abri des humains n'est pas recommandé puisqu'il suggérerait que les animaux sont mieux protégés que la population humaine. Un niveau supérieur serait également difficilement justifiable puisque cela impliquerait que les humains (en l'occurrence les agriculteurs) déjà mis à l'abri devraient s'exposer afin de mettre les animaux à l'abri.
- (2) Ces niveaux d'intervention exprimés en mSv sont convertis en niveaux d'intervention dérivés (NID) exprimés en Bq/kg afin de procurer des valeurs de référence directement comparables aux résultats des analyses de laboratoire. Les NID sont calculés indépendamment pour 2 sous-groupes de la population : les enfants et les adultes. La valeur la plus restrictive est conservée puisque celle-ci permet de protéger de façon conservatrice l'autre groupe d'individus. Le calcul des NID intègre le taux de consommation de chaque catégorie d'aliments (lait, fruits et légumes, viande, légumes en terre, céréales, autres, jus et boisson, eau) et les coefficients de conversion de dose (voir le document de référence du PMUNE-G2 pour plus de détails).
- (3) Ces niveaux sont les mêmes que ceux retenus pour la commercialisation des aliments. Ces niveaux (exprimés en mSv) sont convertis en niveaux d'intervention dérivés (exprimés en Bq/L) pour 19 radionucléides répartis en 2 groupes.
- (4) Ces niveaux (exprimés en mSv) sont convertis en niveaux d'intervention dérivés (exprimés en Bq/L) pour 5 radionucléides.

## 5. NIVEAUX D'ALERTE

### 5.1 DÉFINITION DES CLASSES

Les classes d'alerte retenues pour le PMUNE Gentilly 2 sont:

- l'alerte sectorielle;
- l'alerte centrale;
- l'alerte générale niveau 1
- l'alerte générale niveau 2

Ces niveaux d'alerte sont les mêmes que ceux utilisés dans le plan des mesures d'urgence interne (PMU) de la centrale nucléaire Gentilly 2. Une description succincte de cette classification, accompagnée des critères de déclenchement apparaît au tableau XIII.

Les incidents amenant le déclenchement du PMU peuvent être de type conventionnel ou de type radiologique<sup>1</sup>. En "*alerte sectorielle*", une partie seulement de la centrale est affectée. Lorsqu'une partie importante de la centrale est touchée, l'accident est classé "*alerte centrale*". Dans le cas des alertes sectorielle ou centrale de type radiologique, le taux de radiation pouvant se mesurer dans l'environnement est très faible et n'occasionne pas de risque significatif à la population et à son environnement.

Un accident classé "*alerte générale*" est nécessairement de type radiologique. Il s'agit d'un accident impliquant des rejets à l'extérieur du site qui entraînent des doses projetées un niveau minimal de 0,05mSv (ou 0.005 Rem). Ce niveau représente le centième de la dose maximale admissible (DMA<sup>2</sup>) pour la population. Celui-ci est bien en-deça des niveaux d'intervention relatifs aux mesures de protection directe et il reflète une grande prudence dans la classification d'un accident afin de permettre aux autorités publiques et en centrale de réagir promptement et adéquatement.

L'alerte générale peut être de niveau 1 si le risque à la population est faible et qu'aucune mesure de protection directe du type mise à l'abri n'est requise à l'extérieur de la zone d'exclusion du site qui est située à 1 km de la centrale. Toutefois, des contrôles radiologiques sont effectués et des mesures de protection relatives à la chaîne alimentaire et à l'environnement peuvent être appliquées.

L'alerte générale serait de niveau 2 si le risque à la population est tel qu'il pourrait nécessiter l'**application de mesures de protection à la population** à l'extérieur du site (mise à l'abri, évacuation...).

---

<sup>1</sup> Les accidents de type radiologique impliquent qu'il y a eu émission de matière radiologique. Dans le cas contraire, on classera l'accident comme conventionnel. Il s'agit par exemple d'alertes incendies, alerte au chlore, alerte à la bombe, intrusion ...

<sup>2</sup> Le niveau mentionné au plan de base du PMU-G2 (DR-32) fait référence à la DMA ou dose maximale admissible pour la population. La Commission de contrôle de l'énergie atomique fixe à 5 millisieverts (mSv) par an la dose maximale admissible de rayonnements à laquelle une personne pourrait être exposée, chaque année de sa vie, en plus de la quantité moyenne provenant des rayonnements d'origine naturelle et médicale. En Amérique du Nord, ces autres sources de rayonnements totalisent 3,3 mSv. Elles proviennent d'examen ou de traitements médicaux pour 1 mSv, de l'environnement naturel pour 2,2 mSv et de multiples appareils d'utilisation courante pour 0,1 mSv.

## 5.2 CRITÈRES DE CLASSIFICATION

En centrale, le critère de base pour le déclenchement d'une alerte est le risque d'atteinte à la sécurité des travailleurs, de la population ou de l'environnement.

Pour les incidents de **type conventionnel** (incendie, inondation, fuite de vapeur, etc.), le niveau de l'alerte doit se baser sur la gravité et l'étendue du risque (Plan de base / DR-32; Hydro-Québec). Pour les incidents de **type radiologique**, des seuils ou marges absolus sont établis en fonction de l'un ou de plusieurs des facteurs suivants: taux d'irradiation externe, contamination, dose estimée évitable.

On retrouvera le sommaire des critères de classification qui ont été retenus au PMUNE-G2 dans le tableau XIII. Ces derniers s'inspirent largement des critères établis en centrale mais ils ont été adaptés aux niveaux d'intervention retenus pour le PMUNE-G2.

Dans le cas des alertes sectorielle et centrale de type conventionnel, c'est le chef de quart qui évalue la situation et classe l'accident selon la gravité et l'étendue du risque. Pour les alertes sectorielle ou centrale de type radiologique, cette évaluation doit également tenir compte des niveaux de contamination atmosphérique ou d'irradiation externe.

Les alertes sectorielle et centrale de type radiologique peuvent impliquer des rejets à l'extérieur de la centrale mais ceux-ci occasionnent des doses inférieures à 0.05 mSv à la limite de la zone d'exclusion du site (1 km). Un tel incident se limitant aux installations de Gentilly 2, la responsabilité de sa classification revient à Hydro-Québec.

Le critère minimal de classification pour l'**alerte générale de niveau 1** est de 0.05 mSv à la limite d'exclusion du site. Le niveau maximal est égal au niveau minimal de l'alerte générale de niveau 2 soit 6 mSv.

L'alerte générale sera classée de **niveau 2** si l'analyse de la situation démontre qu'il pourrait être nécessaire de recommander à la population d'appliquer une ou des mesure(s) de protection parce que la dose projetée à la population (à la limite d'exclusion du site) est susceptible d'atteindre 6 mSv sur une période de 12 heures.<sup>3</sup>

## 5.3 ÉVALUATION DU NIVEAU D'ALERTE

L'*évaluation* de toute situation anormale d'exploitation est effectuée par le chef de quart qui, selon les circonstances, procède à une première classification de l'incident, déclenche l'alerte et mobilise, au besoin, le groupe conseil.

---

<sup>3</sup> Il est à noter qu'il s'agit de la dose projetée minimale nécessaire pour atteindre le niveau d'intervention pour la mise à l'abri (3 mSv en dose évitée sur une période de 12 heures). Ce niveau d'alerte ne commande pas automatiquement l'application de la mise à l'abri. La mise en oeuvre effective de cette mesure de protection sera fonction du calcul de la dose évitée qui sera fait en situation réelle.

**TABLEAU XIII**  
**CLASSIFICATION DES ALERTES AU PMUNE-G2**

Type de classes	DESCRIPTION	Critères de classification (ou de déclenchement) <sup>1</sup> ; (le critère de base est le risque d'atteinte à la sécurité des travailleurs, de la population ou de l'environnement)
<p><b>ALERTE SECTORIELLE</b></p> <p>(Type conventionnel &amp; Type radiologique)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• <b>Partie restreinte de la centrale affectée</b></li> <li>• avertissement au personnel et aux équipes d'urgence de la centrale de prendre des mesures de sécurité</li> <li>• accident limité au site</li> <li>• aucun risque pour population et environnement</li> </ul>	<p><u>Type conventionnel</u> - Selon gravité et étendue du risque Chef de quart évalue la situation et prends mesures</p> <p><u>Type radiologique</u> ▶</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- niveau d'irradiation externe entre 2 et 10 fois niveau normal d'exploitation<sup>2</sup>; ou</li> <li>- niveau de contamination atmosphérique entre 2 et 10 fois niveau normal d'exploitation<sup>2</sup>; ou</li> <li>- taux d'augmentation des niveaux d'irradiation externe et de contamination atmosphérique anormalement élevé; ou</li> <li>- risque de type conventionnel</li> </ul>
<p><b>ALERTE CENTRALE</b></p> <p>(Type conventionnel &amp; Type radiologique)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• <b>Intégrité des installations menacée ou partie importante de la centrale affectée</b></li> <li>• avertissement au personnel et aux équipes d'urgence de la centrale de prendre certaines mesures de sécurité</li> <li>• accident limité au site</li> <li>• aucun risque à la population.</li> </ul>	<p>Si une ou plusieurs des conditions de l'alerte sectorielle existent dans une partie importante de la centrale, ou Si risque de type conventionnel existe et constitue une menace pour la centrale</p>
<p><b>ALERTE GÉNÉRALE</b> (Type radiologique seulement)</p>	<p>Accident commandant :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• <b>moblisation maximale de l'ORSC/OSCQ</b></li> <li>• <b>avis à la population environnante</b></li> <li>• <b>mesures de protection possibles</b></li> </ul> <p>pour faire face à situation dangereuse ou potentiellement dangereuse ▶▶</p>	<p>Déclenchée lorsque rejets radioactifs accidentels à l'extérieur du site et si seuils pour les deux niveaux d'alerte générale qui sont basés sur l'estimation de la dose projetée à l'individu critique à la limite de la zone d'exclusion (1km) sont :</p> <hr/> <p><b>Niveau 1</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Risque à la population faible</li> <li>• aucune mesure de protection directe à la population requise</li> <li>• contrôles radiologiques effectués (à l'extérieur)</li> <li>• mesures de protection indirecte possiblement appliquées</li> </ul> <p>DOSE PROJETÉE à la population (au corps entier) entre 0,05 mSv (0,005 REM) et 6 mSv (0,6 REM) [sur une période de 12 heures]</p> <hr/> <p><b>Niveau 2</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Risque d'exposition de la population <b>RÉEL</b></li> <li>• pourrait nécessiter mesures de protection directe</li> </ul> <p>DOSE PROJETÉE à la population (au corps entier) atteint ou est susceptible d'atteindre 6 mSv [sur une période de 12 heures]</p>

1. En général, le plan des mesures d'urgence interne est déclenché dans le cadre de l'application des procédures d'exploitation sur incident (PEI) qui font partie du Manuel d'exploitation sur incident (MEI).  
2. Le niveau normal d'exploitation est considéré comme le niveau radiologique moyen mesuré au cours des années antérieures via des rondes radiologiques spécifiques. Ces relevés sont effectués à différents niveaux de puissance du réacteur ainsi qu'à l'arrêt de celui-ci. Ce niveau varie d'un endroit à l'autre dans la centrale.

Lors de **tout accident**, radiologique ou non, l'ampleur de l'impact potentiel doit être évaluée afin de permettre une décision adéquate et appropriée à propos des mesures de protection à prendre. Dans le cas d'une urgence conventionnelle dans une centrale nucléaire, la portée de l'accident est en général facilement visible. Dans le cas d'une alerte de type radiologique, l'ampleur potentielle est en général mesurée en terme de dose aux individus.

La dose potentielle à la population peut être estimée à partir des données en centrale et de celles recueillies sur le terrain. Les données à l'extérieur de la centrale permettent une évaluation plus précise de la dose à la population. Ces données comprennent:

- les débits de dose gamma;
- la dose cumulée (intégrée);
- la direction du panache;
- les données météorologiques (direction et vitesse du vent, stabilité atmosphérique, précipitations...);
- les analyses isotopiques dans l'environnement (eau, air, sol);

Une tour météo située sur le site de la centrale mesure les données météo en continu et les transmet à intervalle régulier au centre d'urgence. Si la tour météo fait défaut, les données pour la région pourraient être obtenues directement d'Environnement Canada.

Le calcul de la dose estimée à la population peut être effectué à l'aide d'un logiciel informatique ou manuellement en cas de panne du système informatisé. Les résultats de ces calculs, accompagnés de recommandations, sont alors transmis aux autorités en centrale et par la suite à l'ORSC.

Tant que l'incident demeure circonscrit aux limites de la centrale, c'est le groupe conseil qui procède à la classification de l'accident. Au passage en alerte générale, cette classification sera établie par l'ORSC/OSCQ à partir des recommandations des autorités de la centrale et, le cas échéant, des analyses de l'équipe d'évaluation du risque radiologique de l'ORSC.

#### 5.4 ÉCHELLE INTERNATIONALE DES ÉVÉNEMENTS NUCLÉAIRES ("International Nuclear Event Scale - INES")

Cette échelle d'appréciation des événements nucléaires a été élaboré par l'Agence Internationale de l'Énergie Atomique (AIEA). Elle *sert à informer rapidement le public*, de façon cohérente sur l'importance d'événements signalés dans des centrales nucléaires.

L'échelle a pour but de permettre une évaluation rapide de la gravité d'un événement. Elle ne vise pas à être utilisée comme critère de notification ou d'alerte en vue de l'application de mesures de protection. **ELLE NE PEUT DONC PAS SE SUBSTITUER À LA CLASSIFICATION ADOPTÉE AU PMUNE-G2.**

S'il advenait un incident à la centrale nucléaire Gentilly 2, une classification selon cette échelle serait effectuée par la centrale nucléaire dans le cas des alertes sectorielle et centrale. Dans le cas d'une alerte générale, le niveau dans l'échelle serait déterminé par l'ORSC/OSCQ à partir des recommandations des autorités de la centrale et, le cas échéant, des analyses de l'équipe d'évaluation du risque radiologique de l'ORSC (TABLEAU XIV).

**EN RÉVISION**

**TABLEAU XIV**  
**ÉCHELLE INTERNATIONALE DES ÉVÉNEMENTS NUCLÉAIRES «INES»**  
 pour informer rapidement sur leur importance du point de vue de la sûreté

DESCRIPTION	FONDEMENT LOGIQUE DE L'ÉCHELLE (Les critères mentionnés ne représentent que des indicateurs généraux)			CRITÈRES	Exemples
	Incidences hors du site	Incidences sur le site	Dégradation de la défense du coeur		
<b>7</b> <b>Accident majeur</b>	<b>REJET MAJEUR</b>  effets étendus sur la santé et l'environnement	-	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Rejet à l'extérieur d'une fraction importante de l'inventaire du coeur du réacteur, constitué généralement d'un mélange de produits de fission radioactifs à courte et à longue période (en quantités équivalant, du point de vue radiologique, à plus de quelques dizaines de milliers de térabecquerels d'iode 131). Possibilité d'effets aigus sur la santé. Effets tardifs sur la santé dans une vaste zone, qui peuvent toucher plusieurs pays. Conséquences à long terme sur l'environnement.</li> </ul>	Tchernobyl (URSS) 1986
<b>6</b> <b>Accident grave</b>	<b>REJET IMPORTANT</b>  application intégrale des plans d'urgence locaux	-	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Rejet à l'extérieur de produits de fission (en quantités équivalant, du point de vue radiologique, à un rejet de l'ordre de quelques milliers à quelques dizaines de milliers de térabecquerels d'iode 131). L'application intégrale des plans d'urgence locaux est très probablement nécessaire pour limiter les effets graves sur la santé.</li> </ul>	
<b>5</b> <b>Accident entraînant des risques hors du site</b>	<b>REJET LIMITE</b>  application partielle des plans d'urgence locaux	Endommagement grave du coeur	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Rejet à l'extérieur de produits de fission (en quantités équivalant, du point de vue radiologique, à un rejet de l'ordre de quelques centaines à quelques milliers de térabecquerels d'iode 131). L'application partielle des plans d'urgence (par exemple confinement local et/ou évacuation) est nécessaire dans certains cas pour réduire la probabilité d'effets sur la santé.</li> <li>• Endommagement grave d'une fraction importante du coeur dû à des effets mécaniques et/ou à une fusion.</li> </ul>	Windscale (Royaume-Uni) 1957  Three Mile Island (États-Unis) 1979
<b>4</b> <b>Accident affectant principalement l'installation</b>	<b>REJET MINEUR</b>  exposition du public de l'ordre des limites prescrites	Endommagement partiel du coeur  Effets aigus sur la santé des travailleurs	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Rejet radioactif à l'extérieur entraînant, pour l'individu le plus exposé hors du site, une dose de l'ordre de quelques millisieverts.* En général, il est peu probable que des mesures de protection hors du site s'imposent, sauf peut-être pour le contrôle des aliments locaux.</li> <li>• Endommagement partiel du coeur du réacteur dû à des effets mécaniques et/ou à une fusion.</li> <li>• Doses aux travailleurs susceptibles d'entraîner des effets aigus sur la santé (de l'ordre de 1 sievert).**</li> </ul>	

TABLEAU XIV (suite)

EN RÉVISION

DESCRIPTION	FONDEMENT LOGIQUE DE L'ÉCHELLE (Les critères mentionnés ne représentent que des indicateurs généraux)			CRITÈRES	Exemples
	Incidences hors du site	Incidences sur le site	Dégradation de la défense du cœur		
<b>3</b> <b>Incident grave</b>	TRÈS FAIBLE REJET  exposition du public représentant une fraction des limites prescrites	Contamination majeure surexposition des travailleurs	Accident évité de peu perte de la défense en profondeur	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Rejet radioactif à l'extérieur supérieur aux limites autorisées, qui entraîne, pour l'individu le plus exposé hors du site, une dose de l'ordre de quelques dixièmes de millisievert.*</li> <li>• Des mesures de protection hors du site ne sont pas nécessaires.</li> <li>• Niveaux de rayonnement et/ou contamination élevés sur le site par suite de défaillances du matériel ou d'incidents d'exploitation. Surexposition des travailleurs (doses individuelles supérieures à 50 millisieverts).**</li> <li>• Incidents pour lesquels une défaillance supplémentaire de systèmes de sûreté pourrait conduire à des conditions accidentelles ou à une situation dans lesquelles les systèmes de sûreté seraient incapables d'empêcher un accident si certains initiateurs devaient se produire.</li> </ul>	Vandellos (Espagne) 1989
<b>2</b> <b>Incident</b>	-	-	Incident ayant des conséquences potentielles pour la sûreté	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Incidents techniques ou anomalies qui, bien qu'ils n'affectent pas directement ou immédiatement la sûreté de la centrale, sont susceptibles de conduire à une réévaluation ultérieure des dispositions de sûreté.</li> </ul>	
<b>1</b> <b>Anomalie</b>	-	-	Écart par rapport aux domaines de fonctionnement autorisés	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Anomalies de fonctionnement ou d'exploitation qui n'entraînent aucun risque mais qui révèlent une lacune dans les dispositions de sûreté. Elles peuvent être dues à une défaillance du matériel, à une erreur humaine ou à des insuffisances dans les procédures. (Il convient de distinguer ces anomalies des situations dans lesquelles les limites et conditions d'exploitation ne sont pas dépassées et qui sont convenablement maîtrisées conformément à des procédures adéquates. Ces situations sont typiquement «en dessous de l'échelle»).</li> </ul>	
<b>0</b> <b>En dessous de l'échelle</b>	-	-	Aucune importance du point de vue de la sûreté		-

\* Les doses sont exprimées sous la forme d'équivalents de doses effectives (doses à l'organisme entier). Ces critères peuvent également, s'il y a lieu, être exprimés sous une forme correspondant aux limites annuelles de rejets d'effluents autorisés par les autorités nationales.

\*\* Pour simplifier, ces doses sont également exprimées sous la forme d'équivalents de doses effectives bien que dans l'intervalle correspondant aux effets aigus sur la santé les doses devraient être exprimées sous la forme de doses absorbées.

Source : Dépliant portant sur INES produit en mai 1990 par l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) Autriche, et l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (France)



## ANNEXE I. DONNÉES RELATIVES AU SITE DE GENTILLY 2

### 1. LOCALISATION DE LA CENTRALE NUCLÉAIRE GENTILLY 2

L'industrie de l'énergie électronucléaire a pris son essor dans le monde au cours des années 60 et 70. Cette énergie d'origine nucléaire répond à environ 16 % de la demande mondiale d'électricité.

La majorité des 22 réacteurs canadiens se retrouvent près des Grands Lacs en Ontario. On en retrouve un seul à Pointe-Lepreau au Nouveau-Brunswick tout comme pour le Québec avec Gentilly 2.

Située sur la rive sud du Saint-Laurent à une quinzaine de kilomètres en aval de Trois-Rivières, la centrale nucléaire Gentilly 2 est localisée dans la municipalité de Bécancour à proximité du Parc Industriel et Portuaire de Bécancour (PIPB). Cet emplacement a été choisi par Hydro-Québec parce qu'il présentait le maximum de facteurs positifs notamment en regard de la sûreté pour les installations (figure 7).

#### 1.1 DONNÉES SUR LA CENTRALE

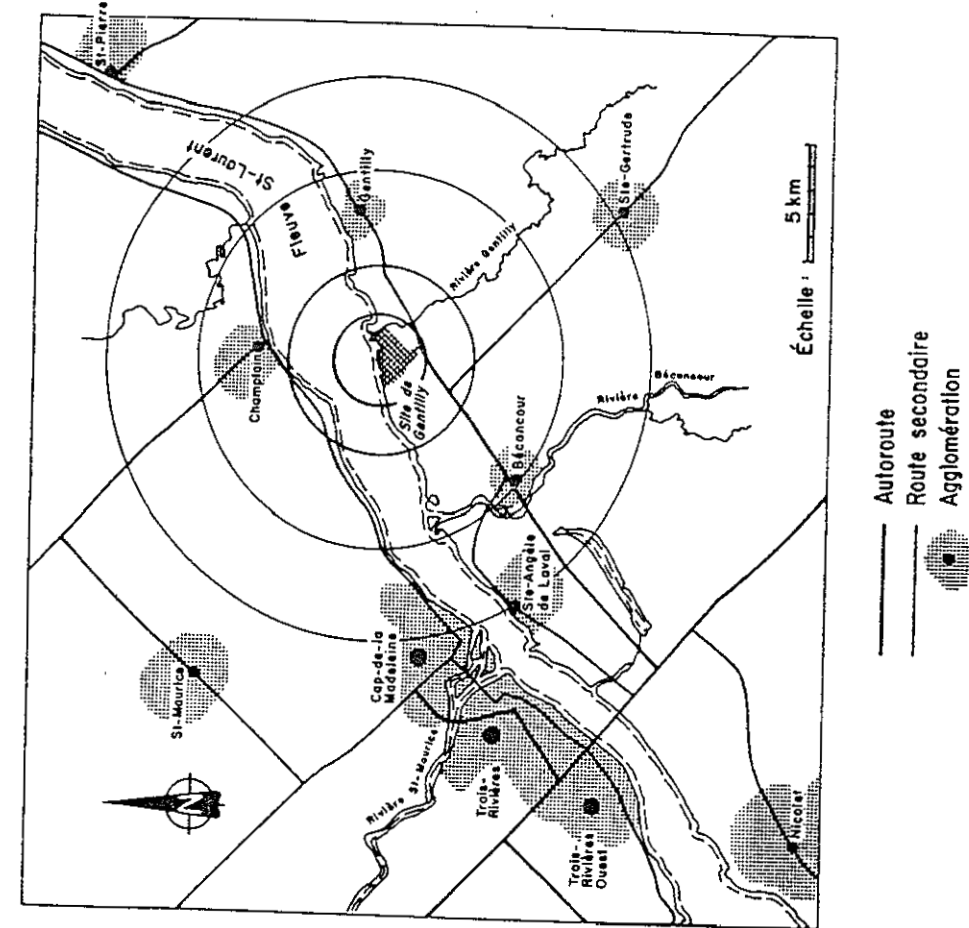
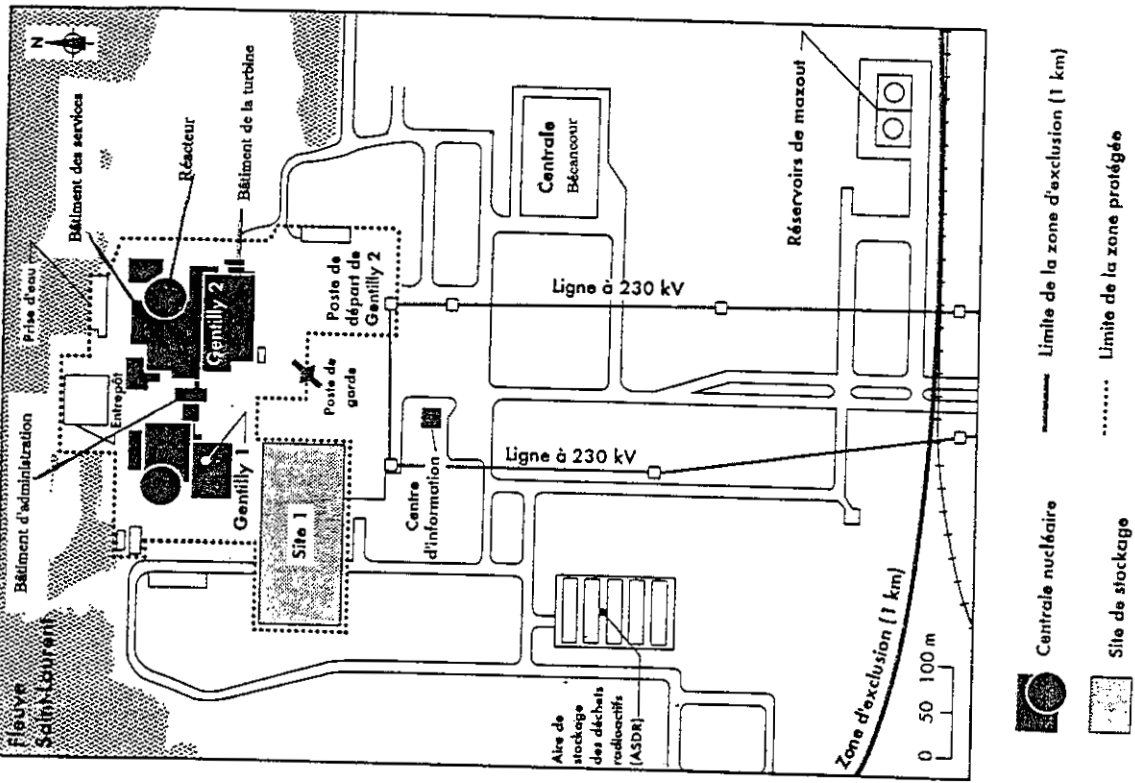
Mise en service en octobre 1983, la centrale Gentilly 2 fournit une puissance de 685 mégawatts (MW) soit environ 3 % de la puissance installée du réseau provincial de production d'électricité. Une partie de l'électricité produite par le réacteur - environ 40 MW - est destinée à l'utilisation des charges internes de la centrale, pour alimenter les équipements auxiliaires.<sup>1</sup>

L'énergie électrique produite par Gentilly 2 et distribuée sur le réseau peut répondre aux besoins d'environ 180 000 résidences et commerces, soit l'équivalent d'une ville comme Québec; elle est toutefois intégrée au réseau d'Hydro-Québec, comme celle de toutes les autres centrales de l'entreprise. La centrale nucléaire Gentilly 2 emploie quelque 660 personnes.

La centrale nucléaire Gentilly 2 comprend diverses installations (figure 7). Le *bâtiment du réacteur (B/R)*, par son architecture caractéristique, est bien connu. De forme cylindrique, s'élevant à 45,7 mètres au-dessus du sol, son diamètre interne est de 41,5 mètres.

Son mur de béton précontraint a 1,07 mètre d'épaisseur et est conçu pour résister pendant une longue période à une pression supérieure à la pression atmosphérique. Ce bâtiment abrite le réacteur, les machines à chargement du combustible, les générateurs de vapeur ainsi que les systèmes et sous-systèmes directement associés à la production.

<sup>1</sup> La centrale a été conçue de façon telle qu'en tout temps, les équipements spécifiquement destinés à la sûreté, c'est-à-dire à l'arrêt du réacteur, au confinement du bâtiment du réacteur et au refroidissement du combustible, ont la préséance sur les équipements de production.



**Figure 7 Localisation et vue d'ensemble des installations de la centrale nucléaire Gentilly 2**  
 (Source: Centrale nucléaire Gentilly 2 / Hydro-Québec)

**EN RÉVISION**

Un *bâtiment de service (B/S)* est construit à l'ouest et au sud du précédent. Il contient les services tant nucléaires que conventionnels. Par exemple, on y a aménagé différents systèmes de traitement de l'eau lourde, les piscines d'entreposage du combustible usé, les salles de commande principale et auxiliaire, différents ateliers mécaniques et électriques, les réservoirs de rétention des déchets liquides, différents laboratoires, etc.

Au sud de ces deux bâtiments, se trouve le *bâtiment de la turbine (B/T)* qui sert à abriter le groupe turbo-alternateur, son condenseur et la plupart des systèmes de circuits secondaires du caloporteur ainsi que la majorité des systèmes électriques.

L'ensemble architectural est complété par les bâtiments de l'administration, la centrale Gentilly 1<sup>2</sup> et les sites d'entreposage des déchets solides radioactifs de faible et moyenne activité. Ces installations sont entourées de barrières en limitant l'accès. Le poste de garde contrôle l'entrée dans cette zone protégée à l'aide d'un système informatisé de reconnaissance spécialement dédié à la sécurité du périmètre.

## 2. FONCTIONNEMENT DE LA CENTRALE GENTILLY 2

### 2.1 PRINCIPE GÉNÉRAL

Une centrale nucléaire est une centrale thermique où la vapeur produite actionne une turbine et remplace la chute d'eau d'une centrale hydroélectrique (Figure 8). Mais, dans le cas d'une centrale nucléaire, la vapeur est produite par la chaleur libérée par une réaction nucléaire reproduite un très grand nombre de fois, plutôt que par la chaleur résultant de la combustion du charbon ou d'un autre combustible fossile.

La réaction nucléaire est la brisure ou «fission» de l'atome d'uranium 235. Cette fission se produit quand le noyau d'un atome d'uranium 235 est frappé par un neutron. Le noyau se divise alors en parties plus petites appelées produits de fission. Il émet en même temps deux ou trois neutrons, en moyenne, le tout accompagné d'une production de chaleur. Certains des neutrons libérés feront éclater d'autres noyaux d'uranium 235, lesquels, à leur tour, produiront de la chaleur et émettront d'autres neutrons. Ce processus se poursuit sur d'autres atomes d'uranium dans la mesure où les conditions le permettent. De cette réaction en chaîne de fissions d'atomes résulte la production d'une source continue de chaleur qui sera utilisée pour faire fonctionner la turbine.

---

<sup>2</sup> La centrale Gentilly 1 a été construite au début des années '70. Il s'agissait d'un prototype CANDU-BLW (BLW pour "Boiling Light Water") d'une capacité éventuelle de 266 MW. Dans cette centrale l'eau du caloporteur était de l'eau légère directement transformée en vapeur par la chaleur de la réaction nucléaire. Cette technologie a été remplacé par celle des CANDU-PHW. La centrale Gentilly 1 n'a pratiquement jamais fonctionné (un équivalent de production de 183 jours à pleine puissance). Elle a été démantelée en partie et mise en état de conservation en 1980. Le combustible du réacteur a été transféré à la piscine et les systèmes ont été vidangés de leur eau, asséchés et traités pour prévenir la corrosion. Le bâtiment des services a été réaménagé en centre de formation technique.

EN RÉVISION

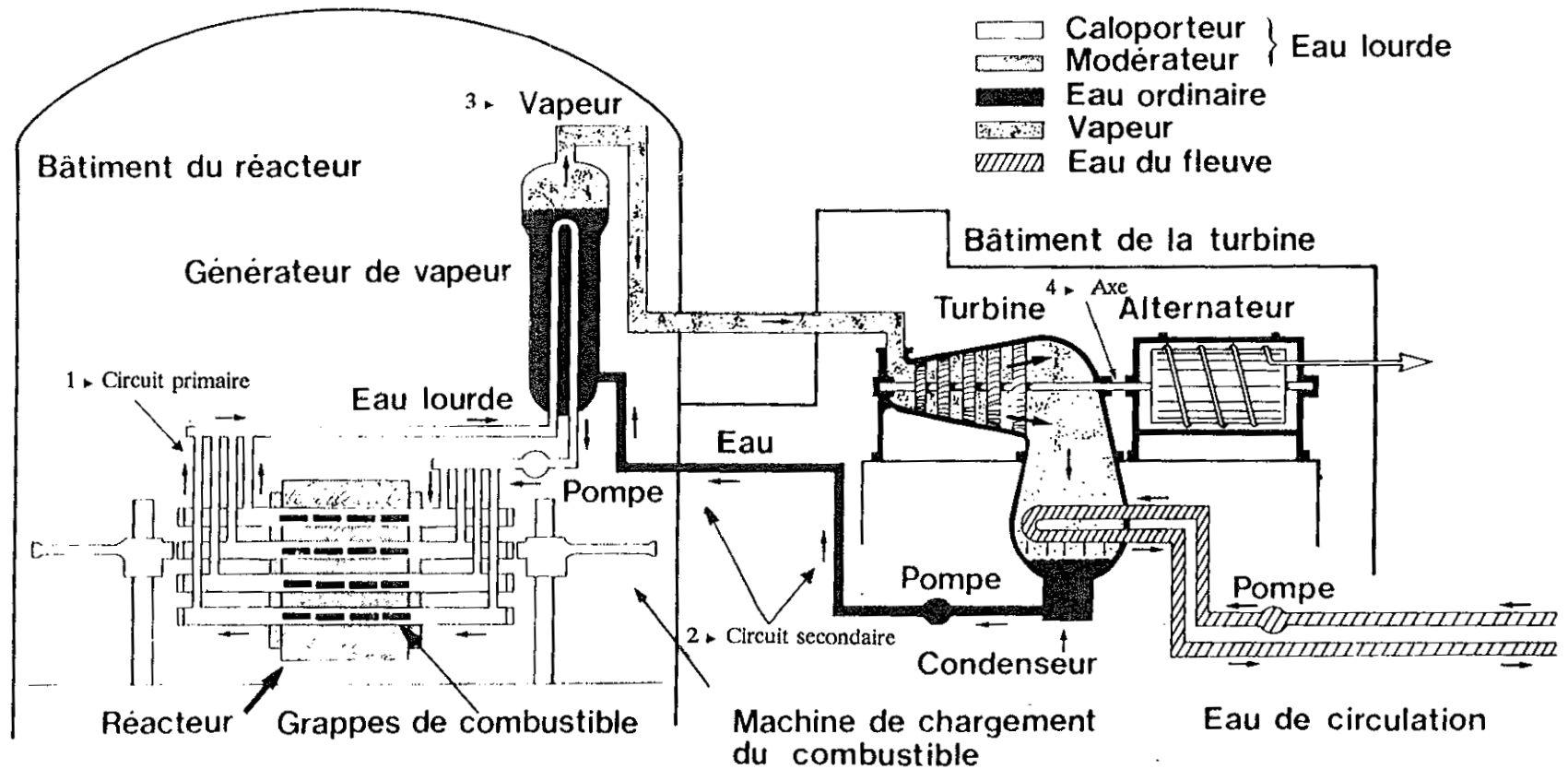


Figure 8 ► Principe de fonctionnement d'une centrale nucléaire (Source: Centrale nucléaire Gentilly 2)

L'eau lourde du circuit primaire (1), ou caloporteur, circule dans le réacteur et extrait la chaleur dégagée par les grappes de combustible pour la transporter jusqu'aux générateurs de vapeur.

Le caloporteur transmet à son tour la chaleur à l'eau ordinaire du circuit secondaire (2) qui se transforme alors en vapeur.

Cette vapeur (3) alimente une turbine dont l'axe (4) entraîne un alternateur qui produit de l'électricité pour le réseau.

Quels que soient les détails de construction, les réacteurs nucléaires utilisent tous de l'uranium comme combustible, un modérateur pour ralentir les neutrons libres, un système de transport de la chaleur (circuit de caloportage) pour extraire la chaleur du coeur du réacteur (sous forme de vapeur ou d'un autre fluide qui cède de la chaleur à de l'eau pour produire de la vapeur) et un système de contrôle chargé de régulariser le fonctionnement du réacteur. Il existe plusieurs types de réacteurs qui sont caractérisés tant par le combustible que le modérateur et le caloporteur utilisés (tableau XVI).

## 2.2 PRINCIPE DE FONCTIONNEMENT D'UN RÉACTEUR CANDU-PHW

La centrale nucléaire Gentilly 2 est du type CANDU-PHW (CANada Deutérium Uranium-Pressurized Heavy Water). Le mot Canada rappelle que la technique du CANDU a été conçue et mise au point au Canada. Les mots deutérium et uranium indiquent que le réacteur emploie de l'eau lourde (Deutérium -  $D_2O$ ) comme modérateur et de l'uranium naturel comme combustible. Quant aux lettres PHW, elles se rapportent au caloporteur et indiquent qu'il s'agit d'eau lourde sous pression. Tous les réacteurs nucléaires CANDU-PHW fonctionnent selon le même principe : des neutrons, ralentis par l'eau lourde, fissionnent des noyaux d'uranium 235 à l'intérieur de la cuve du réacteur.

Trois grandes particularités font la distinction d'un réacteur CANDU-PHW :

- il utilise de l'uranium naturel comme combustible;
- il utilise de l'eau lourde comme modérateur et comme caloporteur;
- et le rechargement du combustible n'exige pas d'interruption.

Par ailleurs, ce type de centrale nucléaire comprend plusieurs circuits d'eau et de vapeur dont les principaux sont les suivants :

- le circuit du modérateur;
- le circuit du caloporteur (circuit primaire de refroidissement du combustible);
- le circuit secondaire de refroidissement du combustible (circuit d'eau d'alimentation et de production de la vapeur).

### 2.2.1 L'uranium

L'uranium compte parmi les métaux lourds les plus répandus dans la croûte terrestre. Comme le fer, on le retrouve dans la nature sous forme d'oxyde. L'uranium naturel se compose de deux isotopes, l'uranium 238 et l'uranium 235, dans des proportions respectives de 99,3 % et de 0,7 %.

La concentration de l'uranium 235 est trop faible pour provoquer la réaction en chaîne nécessaire. Il existe deux solutions à ce problème. La première consiste à enrichir l'uranium, c'est-à-dire porter sa teneur en uranium 235 à 3 ou 4 %, ce qui permet aux réacteurs d'utiliser de l'eau ordinaire comme modérateur. La plupart des réacteurs américains et étrangers fonctionnent selon ce principe.

TABLEAU XVI

PRINCIPAUX TYPES DE RÉACTEURS  
EN USAGE DANS LE MONDE

**EN RÉVISION**

1. A.G.R.	(Advanced gas cooled reactor) : réacteur qui utilise de l'uranium enrichi comme combustible, du graphite comme modérateur et du gaz carbonique comme caloporteur.
2. BLWR	(Boiling light water reactor) : voir BWR
3. BWR	(Boiling water reactor) : réacteur qui utilise de l'uranium enrichi comme combustible, de l'eau ordinaire sous pression comme caloporteur et modérateur. Cette eau bout partiellement dans le coeur du réacteur et la vapeur produite est envoyée directement à la turbine. C'est le 2 <sup>e</sup> type de réacteur américain le plus répandu.
4. GCHWR	(Gas cooled heavy water reactor) : réacteur qui utilise de l'uranium naturel ou légèrement enrichi comme combustible, de l'eau lourde comme modérateur et du gaz carbonique comme caloporteur.
5. GCR	(Gas cooled reactor) : réacteur qui utilise de l'uranium naturel comme combustible, du graphite comme modérateur et du gaz carbonique comme caloporteur.
6. HTGR	(High temperature gas cooled reactor) : réacteur rapide dont le combustible est de l'uranium fortement enrichi et le caloporteur de l'hélium.
7. HWLWR	(Heavy water moderated, boiling light water cooled reactor) : réacteur dont le combustible est de l'uranium naturel ou légèrement enrichi, le modérateur de l'eau lourde et le caloporteur de l'eau ordinaire.
8. LGR	(Light water cooled, graphite moderated reactor) : réacteur dont le combustible est de l'uranium enrichi, le modérateur du graphite et le caloporteur de l'eau ordinaire. C'est le type de réacteur utilisé à Tchernobyl).
9. LMFBFR	(Liquid metal fast breeder reactor) : réacteur rapide à uranium très enrichi refroidi au sodium liquide.
10. PHWR [CANDU]	(Pressurized heavy water reactor) : réacteur dont le combustible est de l'uranium naturel, le modérateur et le caloporteur de l'eau lourde (c'est le cas du CANDU classique).
11. PWR	(Pressurized water reactor) : réacteur dont le combustible est de l'uranium enrichi, le modérateur et le caloporteur de l'eau lourde sous pression. C'est le type de réacteur, initialement conçu par Westinghouse, le plus répandu. Il utilise des générateurs de vapeurs comme le CANDU classique.

(Source: Informations relatives à la centrale nucléaire Gentilly 2, Hydro-Québec 1989)

L'autre solution consiste à utiliser de l'eau lourde ( $D_2O$ ) comme modérateur. Celle-ci a la propriété de ralentir les neutrons, ce qui accroît l'efficacité de la fission nucléaire permettant ainsi l'utilisation de l'uranium naturel comme combustible. Les concepteurs des réacteurs de type CANDU ont retenu cette solution.

### 2.2.2 Le combustible

Le minerai extrait des mines canadiennes est traité et se présente sous l'aspect de pastilles de céramique constituées de bioxyde d'uranium ( $UO_2$ ). Ces pastilles sont enfilées dans une *gaine* métallique en alliage de *zirconium*, scellée aux deux extrémités pour former un crayon. Il faut 37 *crayons* pour constituer une *grappe de combustible* (figure 9). Le réacteur de Gentilly 2 contient au total 4560 grappes de combustibles répartis dans les 380 tubes de forces ou canaux.

Après leur période de productivité d'environ un an, les grappes sont retirées du réacteur. Hautement radioactif, le combustible est immergé dans une piscine spécialement conçue afin d'en assurer le refroidissement et de protéger les travailleurs contre les *rayonnements*. Après une immersion d'au moins six ans, les grappes irradiées peuvent être entreposées à sec dans les silos prévus à cet effet sur les sites de stockage.

### 2.2.3 Insertion et déchargement des grappes dans le réacteur

L'inspection et le déchargement des grappes d'uranium dans le réacteur se fait à l'aide de deux machines placées à chaque extrémité du réacteur face aux canaux ou tubes de forces (figure 9). Lors d'un rechargement, les machines se fixent automatiquement à chacune des extrémités d'un même canal de combustible et en dégagent l'ouverture. Une des deux machines introduit le combustible neuf à une extrémité, tandis que le combustible irradié est poussé à l'autre extrémité et recueilli par la seconde machine.

Les grappes neuves et irradiées sont soigneusement réparties de façon à équilibrer la puissance thermique du réacteur. Une fois les grappes de combustible en place, un système de détection et de localisation vérifie chacun des canaux et signale toute défectuosité éventuelle à la salle de commande.

Lorsqu'on les retire du réacteur, les grappes de combustible irradié présentent le même aspect qu'à l'origine, mais elles sont devenues très radioactives et dégagent une chaleur intense. Les grappes sont acheminées vers la piscine de stockage du combustible irradié située dans le bâtiment de service. Les opérations de déchargement sont télécommandées depuis la salle de commande et surveillées à l'aide de caméras.

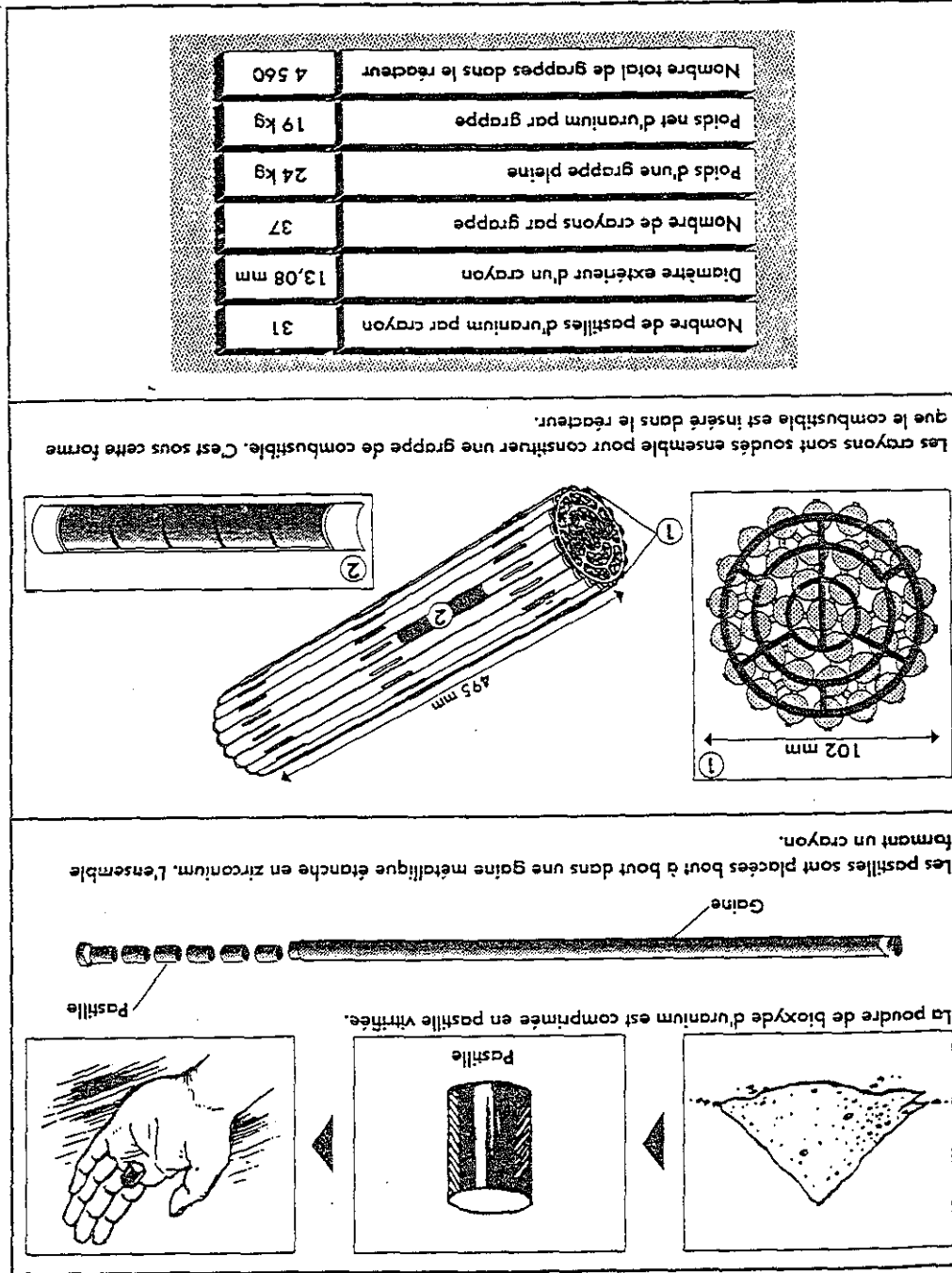
### 2.2.4 Le réacteur

Le réacteur consiste en une cuve, ou calandre, traversée des 380 canaux qui contiennent le combustible. Cette cuve en acier inoxydable se présente sous la forme d'un réservoir cylindrique de 7,7 m de diamètre sur 6 m de longueur. Ses parois ont 5 cm d'épaisseur. (Figure 10)

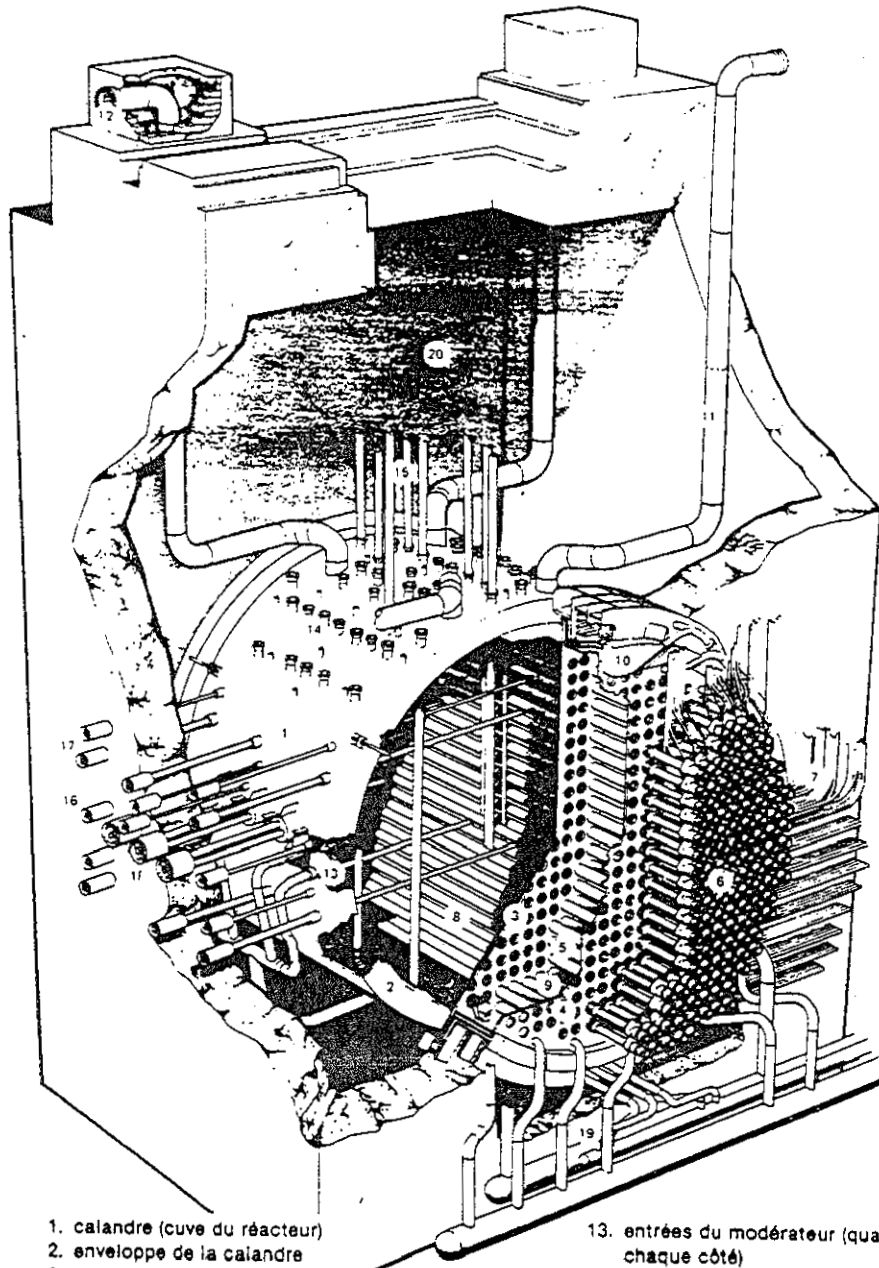
(Source: Stockage à sec du combustible nucléaire irradié de la centrale Gentilly 2 - BAPF # 87 - 1994)

### La préparation et les caractéristiques des grappes de combustible d'uranium

Figure 9







- |   |  |
|---|--|
| <ol style="list-style-type: none"> <li>1. calandre (cuve du réacteur)</li> <li>2. enveloppe de la calandre</li> <li>3. plaque tubulaire : côté calandre</li> <li>4. plaque tubulaire : côté machine à combustible</li> <li>5. tubes du réseau du réacteur</li> <li>6. raccords d'extrémité</li> <li>7. tuyaux d'entrée et de sortie</li> <li>8. tubes de calandre</li> <li>9. bouclier à billes d'acier</li> <li>10. écran annulaire</li> <li>11. tubes de détente</li> <li>12. disques de rupture</li> </ol> | <ol style="list-style-type: none"> <li>13. entrées du modérateur (quatre de chaque côté)</li> <li>14. tubulures de contrôle de la réactivité</li> <li>15. barres de contrôle de la réactivité</li> <li>16. détecteurs de flux horizontaux (9)</li> <li>17. tubulures d'injection de poison (6)</li> <li>18. tuyauterie de refroidissement des chambres d'ionisation</li> <li>19. tuyauterie de refroidissement du bouclier d'extrémité</li> <li>20. enceinte du réacteur (écran d'eau légère)</li> </ol> |
|---|--|

Figure 10 Écorché du réacteur

(Source: Le fonctionnement de la centrale nucléaire Gentilly 2; Dépliant d'Hydro-Québec - 1994)

L'eau lourde agissant comme caloporteur circule dans les canaux de combustible. Entre ceux-ci, toute la calandre du réacteur est également remplie d'eau lourde, qui agit cette fois comme modérateur des neutrons émis lors de la réaction en chaîne.

Les parois de la calandre comprennent plusieurs dizaines d'ouvertures qui permettent d'installer, à la fois horizontalement et verticalement, les différents mécanismes du système de régulation de la puissance, ainsi que les systèmes d'arrêt d'urgence du réacteur.

Enfin, le réacteur est immergé dans un caisson à structure de béton rempli d'eau ordinaire. Cette eau est maintenue à basse température et circule de façon ininterrompue afin de servir de bouclier thermique et biologique. En atténuant de façon importante le champ de rayonnement produit par le réacteur, ce bouclier assure la sécurité du personnel.

### 2.2.5 Le circuit du modérateur

Les neutrons libérés par la fission d'un atome d'uranium traversent l'enveloppe métallique de la grappe qui entoure le combustible, puis le canal de combustible, pour se retrouver dans l'eau lourde du modérateur. En frappant les molécules d'eau lourde, les neutrons ralentissent. Ils rencontrent ensuite un autre canal de combustible, le traversent et pénètrent dans une grappe de combustible où ils provoquent une nouvelle fission.

Cette fonction de modérateur de l'eau lourde permet de ralentir la vitesse de déplacement des neutrons afin de maintenir une réaction en chaîne efficace. Lorsque la réaction en chaîne est amorcée, il en résulte un dégagement de chaleur important qui est récupéré par l'eau lourde du caloporteur.

### 2.2.6 Le circuit du caloporteur

En tant que circuit primaire de refroidissement, le circuit du caloporteur utilise de l'eau lourde sous pression qui circule dans le réacteur afin d'en extraire la chaleur et d'amener celle-ci aux générateurs de vapeur. En général, on appelle caloporteur uniquement le circuit d'eau lourde qui entre en contact, en passant dans les tubes de forces, avec le combustible.

Cette opération d'extraction de la chaleur a bien sûr pour but de produire de la vapeur afin d'actionner la turbine et de produire de l'électricité. Mais elle a également une autre fonction tout aussi importante : empêcher la surchauffe du combustible.

L'une des principales préoccupations des exploitants de centrales nucléaires est en effet de maintenir à un degré acceptable la température du combustible. Si l'extraction de chaleur ne se fait pas convenablement, la température du combustible risque d'augmenter jusqu'au point de rupture de la gaine et du combustible lui-même. Pour plus de sûreté, le circuit du caloporteur est donc pressurisé afin de maintenir l'eau lourde à la température désirée et de l'empêcher d'atteindre le point d'ébullition.

### 2.2.7 Le circuit secondaire de refroidissement

Le circuit secondaire renferme de l'eau déminéralisée ordinaire ( $H_2O$ ) qui, transformée en vapeur, permet d'actionner la turbine. Cette eau, contenue dans les générateurs de vapeur, est chauffée par échange de chaleur avec le circuit du caloporteur, sans contact direct entre les deux liquides (Figure 8).

La vapeur produite par les générateurs est dirigée vers la turbine qui actionne l'alternateur et, de ce fait, produit de l'électricité. Après son passage dans la turbine, la vapeur est recondensée au contact de tuyaux renfermant de l'eau froide du fleuve. C'est le condenseur qui permet cette opération, réalisée encore là sans échange de liquides.

La vapeur condensée est ensuite retournée aux générateurs et un nouveau cycle commence. Quant à l'eau du fleuve, elle y est retournée par le biais du canal de rejets.

### 2.2.8 Les systèmes de régulation du réacteur

Les réacteurs nucléaires CANDU sont munis de systèmes de régulation de puissance qui ont pour rôle de contrôler le nombre de neutrons en circulation de manière à maintenir le nombre de fissions au niveau désiré.

La régulation de la puissance du réacteur se fait au moyen de quatre mécanismes qui fonctionnent tous plus ou moins sur le même principe : il s'agit d'insérer dans le réacteur ou de retirer de celui-ci des «barres de contrôle» qui, en absorbant les neutrons, ralentissent la réaction en chaîne.

#### *LES BARRES LIQUIDES*

Divisé en 14 zones, le réacteur CANDU est traversé verticalement par autant de barres liquides, ou barres de contrôle, qui sont des réservoirs d'eau ordinaire. La puissance est réglée dans chaque zone par un ordinateur qui, en cas de surpuissance, commande l'envoi d'eau ordinaire dans ces barres afin d'absorber des neutrons et de réduire la puissance locale assurant ainsi le réglage fin du réacteur. Plus leur niveau d'eau est élevé, plus grande est l'absorption de neutrons étant donné qu'à l'inverse de l'eau lourde, l'eau ordinaire favorise moins la réaction en chaîne.

#### *LES BARRES SOLIDES*

Les barres solides consistent en quatre barres métalliques en cadmium, généralement placées à l'extérieur du réacteur. Elles peuvent en tout temps être insérées dans celui-ci pour assurer une baisse rapide de sa puissance.

#### *LES BARRES DE COMPENSATION DU XÉNON*

Les 21 barres de compensation en acier inoxydable se trouvent habituellement à l'intérieur du réacteur, d'où on les retire au besoin pour accroître la puissance de celui-ci.

#### *LES PRODUITS ABSORBEURS DE NEUTRONS*

Les principaux produits absorbeurs de neutrons sont le bore, le gadolinium et le xénon. Le bore est une substance chimique parfois utilisée en solution dans le modérateur pour absorber un excédent de neutrons. Cette méthode est employée dans certains cas seulement, par exemple lorsque la totalité ou une grande partie du combustible est neuf.

Aussi utilisé en solution dans le modérateur, le gadolinium sert à régler la puissance du réacteur. Il sert également au fonctionnement du système d'arrêt d'urgence numéro 2. Quant au xénon, c'est un produit indésirable résultant de la fission qui a lui aussi la propriété d'absorber une grande quantité de neutrons. Son effet se fait particulièrement sentir sur le fonctionnement du réacteur lors de l'arrêt et du redémarrage de celui-ci.

### 2.3 LA SÛRETÉ À GENTILLY 2

Bien que toutes les précautions nécessaires soient prises pour éviter un accident<sup>3</sup>, le principe de «défense en profondeur» a été développé par l'industrie nucléaire pour réduire au minimum tous les risques potentiels. Ce principe vise à assurer la protection du public et du personnel de la centrale, et notamment à maintenir sous les normes admissibles tout dégagement de radioactivité.

Le principe de la défense en profondeur s'applique aux trois niveaux suivants :

- ▶ Toutes les mesures sont prises pour **PRÉVENIR LES ACCIDENTS** pendant le fonctionnement normal de la centrale :

En pratique, ce premier niveau de défense en profondeur consiste donc à accorder la plus grande attention à la qualité des équipements et des matériaux, que ce soit à l'étape de la construction, de la mise en service ou de l'exploitation de la centrale, ainsi qu'à donner au personnel concerné une formation appropriée.

La prévention est aussi assurée par le dédoublement des équipements i.e. l'installation d'équipements de relève. C'est ce qu'on appelle le principe de redondance (second ordinateur de contrôle de la centrale prenant la relève automatiquement, sources d'alimentation électrique de rechange ...)

- ▶ Si un accident ne peut être évité, on veillera à **EMPÊCHER QUE L'ACCIDENT NE PRENNE DE L'AMPLEUR** :

Ce deuxième niveau de défense en profondeur consiste à utiliser aussi fréquemment que possible ce qu'on appelle des systèmes «autoprotégés». En cas d'anomalie, ces systèmes se mettent en position de repli sécuritaire, s'arrêtent ou provoquent le refroidissement du réacteur (le système de régulation de la puissance du réacteur est un exemple de système autoprotégé; en temps normal, ce système sert à surveiller et à commander le réacteur).

---

<sup>3</sup> La centrale nucléaire peut-elle exploser comme une bombe atomique? Dans une bombe atomique, il faut réunir et retenir ensemble une forme et une masse exactes, c'est-à-dire des fragments d'uranium 235 ou de plutonium presque purs (soit une concentration supérieure à 90 %). Il faut aussi retenir la fission du combustible le plus longtemps possible de manière à produire l'explosion au moment voulu.

Dans une centrale nucléaire comme Gentilly 2, on utilise de l'uranium naturel comme combustible. Sa concentration en uranium 235 n'est que de 0,72 %, ce qui est nettement insuffisant pour satisfaire l'une des conditions nécessaires à la réalisation d'une bombe atomique. Dans un réacteur nucléaire, la réaction se fait donc de façon contrôlée.

On s'assure également que plusieurs appareils puissent au besoin remplir les mêmes fonctions et donner les mêmes renseignements (mesures de pression, de température, de débit...) sur l'état et le fonctionnement des systèmes de la centrale.

- Enfin, le cas échéant, on cherchera à **LIMITER LES CONSÉQUENCES DE L'ACCIDENT** :

Dans ce cas, des systèmes spécialement voués à la sûreté entrent en action. Comme ces systèmes sont en attente, ils ne contribuent aucunement au fonctionnement normal de la centrale. Leur fonction consiste uniquement à provoquer l'arrêt du réacteur, à refroidir le combustible et à confiner les matières radioactives à l'intérieur du bâtiment du réacteur.

Les systèmes spéciaux de sûreté sont au nombre de quatre : les systèmes d'arrêt d'urgence n<sup>os</sup> 1 et 2 (SAU 1 et SAU 2), le système de refroidissement d'urgence du réacteur et le système de confinement.

### 2.3.1 Les systèmes spéciaux de sûreté

En temps normal, l'arrêt du réacteur est assuré par le système de régulation. Grâce aux mécanismes de réactivité qui absorbent les neutrons, on peut entreprendre de façon graduelle et contrôlée les manoeuvres d'abaissement de la puissance du réacteur jusqu'à son arrêt complet.

Un dépassement des limites établies pour certains paramètres indique une situation anormale. Dans un tel cas, le programme d'abaissement rapide de la puissance entre en jeu et actionne la *commande des barres solides*. Celles-ci tombent alors dans le coeur du réacteur et font rapidement diminuer la puissance.

Si le système habituel de régulation faisait défaut, ou encore s'il ne suffisait pas à stopper le réacteur assez rapidement, les deux systèmes d'arrêt d'urgence assureraient l'interruption du réacteur en moins de deux secondes et ce, sans causer de dommages aux équipements.

#### *SYSTÈME D'ARRÊT D'URGENCE N° 1 (SAU 1)*

Le premier système d'arrêt d'urgence du réacteur est composé de 28 barres métalliques en cadmium. Suspendues au-dessus du réacteur, ces barres se déplacent dans des tubes-guides et chutent automatiquement dans le réacteur en cas d'incident. En absorbant les neutrons, elles stoppent aussitôt la réaction en chaîne. (figure 11)

#### *SYSTÈME D'ARRÊT D'URGENCE N° 2 (SAU 2)*

Ce second système d'arrêt d'urgence comprend six réservoirs de gadolinium (poison), un liquide qui absorbe les neutrons et stoppe la réaction en chaîne lorsqu'il est injecté dans l'eau lourde du modérateur. (figure 11)

EN RÉVISION

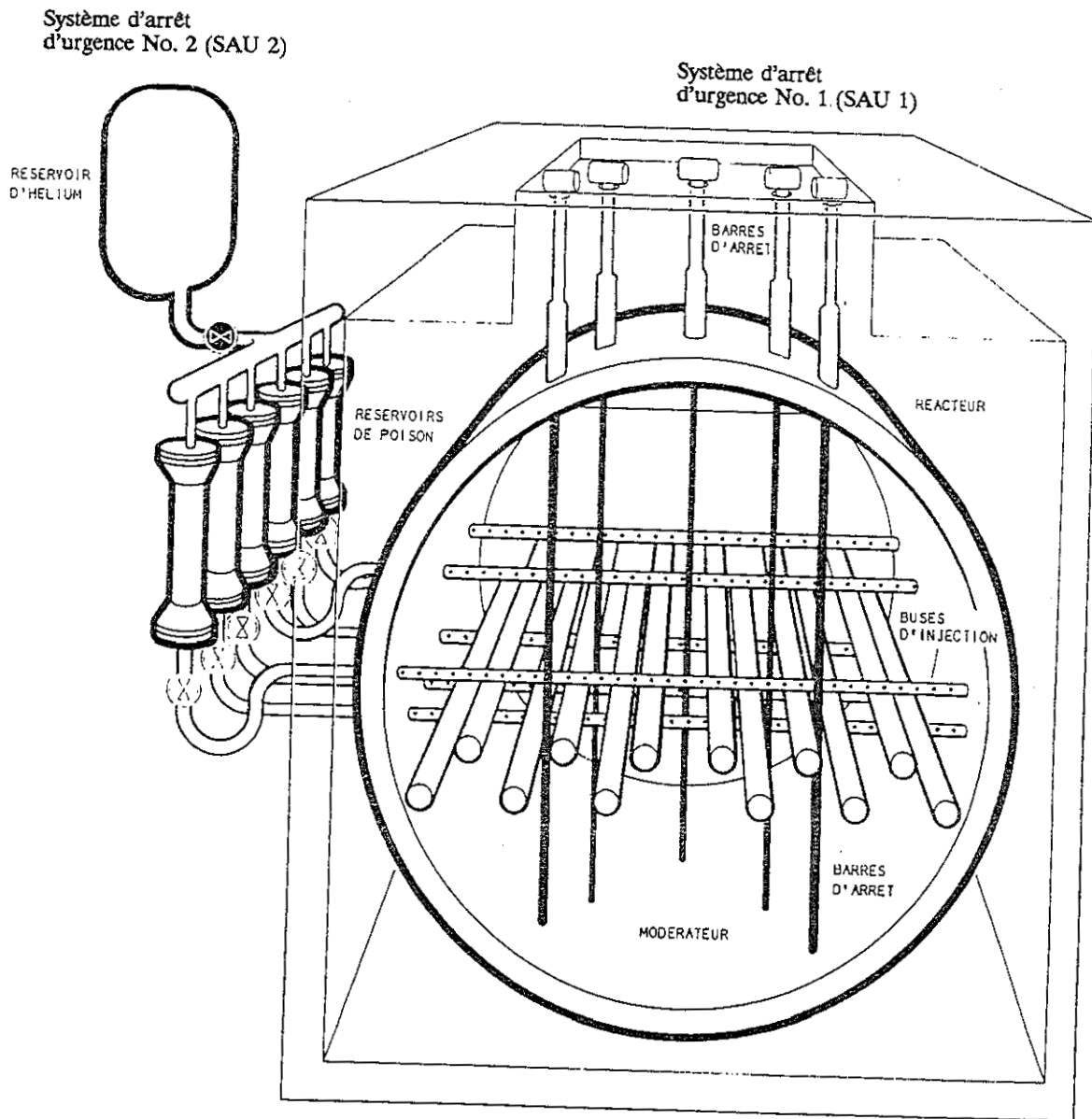


Figure 11 Système d'arrêt d'urgence (SAU )

(Source: Fonctionnement général de la centrale nucléaire Gentilly 2; Formation technique - 1990)

## LE SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT D'URGENCE DU RÉACTEUR (RUC)

En cours normal d'exploitation, le combustible est refroidi par une circulation d'eau lourde dans deux boucles de caloportage. Pour certaines pannes mineures, comme la perte de l'alimentation électrique des pompes, le système du caloporteur est conçu en vue d'assurer un refroidissement suffisant du combustible à la suite d'un arrêt du réacteur.

Le système de refroidissement d'urgence est un système de secours capable de fournir une source indépendante d'alimentation en eau en cas de perte accidentelle du caloporteur<sup>4</sup>. S'il survenait une rupture dans l'une des deux boucles, le système de refroidissement d'urgence assurerait le refroidissement du combustible afin de prévenir ou minimiser les ruptures de gaine et de limiter ainsi la libération de produits de fission. La chaleur résiduelle provenant de la boucle intacte serait éliminée de façon normale en passant par les générateurs de vapeur. (figure 12)

L'injection de l'eau de secours se fait par les collecteurs d'entrée et de sortie de la boucle défaillante. Ce système compte trois étages, soit le RUC à haute, moyenne et basse pression :

Lors d'une première étape, le *RUC à haute pression* injecte de l'eau légère dans le circuit caloporteur en utilisant un réservoir situé à l'extérieur du confinement. Le contenu de ce réservoir est introduit grâce à du gaz hélium à haute pression.

Au cours de la seconde étape, l'eau provient du réservoir d'arrosage situé dans la partie supérieure de l'enceinte de confinement. L'eau de ce réservoir est amenée dans la boucle défectueuse par un système de pompes. Ceci constitue le *RUC moyenne pression*.

Enfin, lorsque le stock d'eau est épuisé, l'eau qui s'est répandue sur le plancher du bâtiment réacteur est récupérée à l'aide du système de pompes. Cette eau est d'abord refroidie en passant dans un échangeur de chaleur, puis réinjectée dans le réacteur pour assurer un refroidissement à long terme. Cette troisième étape constitue le *RUC à basse pression*.

## LE SYSTÈME DE CONFINEMENT

Le rôle du système de confinement est d'empêcher la dispersion des substances radioactives qui, à la suite d'un bris accidentel grave, auraient été libérées parce que le système de refroidissement d'urgence n'aurait pas suffi à empêcher la rupture de certaines gaines du combustible. Du fait de la quantité d'énergie emmagasinée dans le caloporteur primaire, beaucoup de vapeur pourrait s'échapper. Le bâtiment doit donc pouvoir résister à l'augmentation de pression résultante.

---

<sup>4</sup> Puisqu'il s'agit d'une perte de caloporteur, on parle alors de "PERCA" [ou, en anglais, "LOCA" pour "Lost-of-coolant Accident"].

EN RÉVISION

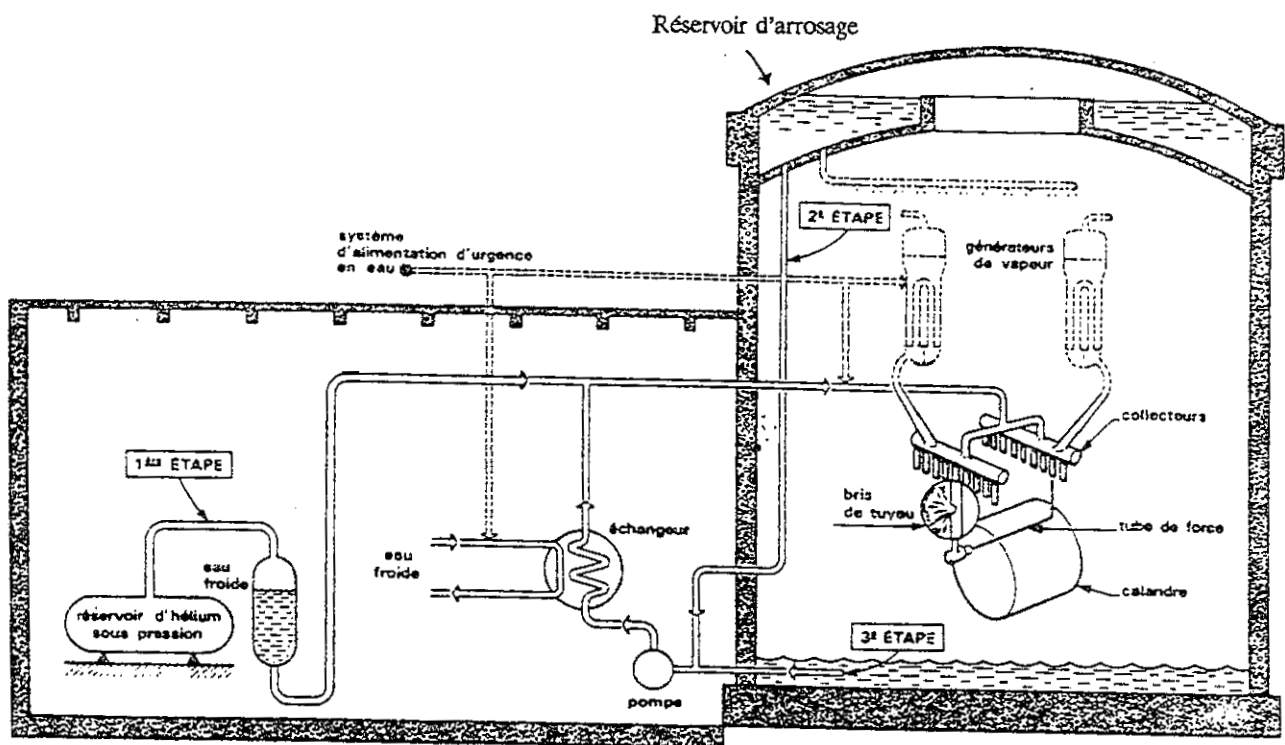


Figure 12 Système de refroidissement d'urgence

(Source: Fonctionnement général de la centrale nucléaire Gentilly 2; Formation technique - 1990)



Pour assurer l'étanchéité, deux méthodes sont utilisées : une conception minutieuse de l'enveloppe permet de diminuer sa perméabilité aux substances radioactives et un système d'absorption de l'énergie libérée dans cette enveloppe permet de réduire la pointe et la durée de la hausse de pression.

Le système de confinement se compose du bâtiment du réacteur, des sas d'entrée, du système d'arrosage et des vannes de confinement (figure 13) :

Le *bâtiment du réacteur* (B/R) comporte une structure de béton précontraint dont l'intérieur est revêtu d'époxy. Il se compose de trois parties : une plaque pour la base, épaisse de 1,52 mètre; un mur cylindrique, de diamètre interne de 41,5 mètres et d'une épaisseur minimum de 1,07 mètre et enfin d'un dôme hémisphérique d'une épaisseur de 0,61 mètre.<sup>5</sup>

En cas d'accident, toutes les ouvertures du B/R sont alors automatiquement fermées. *Deux sas* donnent accès au B/R. Chacun est constitué de deux portes en série dotées d'un mécanisme de verrouillage qui empêche qu'elles ne s'ouvrent simultanément. De cette façon, on évite toute dispersion de la contamination à l'extérieur du B/R.

L'enceinte de confinement abrite également la réserve d'eau pour le *système d'arrosage*, et le *système d'échange de chaleur* conçus pour refroidir l'atmosphère interne et abaisser la pression à l'intérieur du B/R.

Le circuit d'arrosage se compose du réservoir contenant environ 2 millions de litres d'eau ordinaire et d'un dispositif de gicleurs. Ce dernier peut créer une pluie artificielle qui condense au besoin la vapeur contenue dans le bâtiment du réacteur, abaissant ainsi la pression. Ce premier système d'arrosage se déclenche automatiquement lorsque la pression dans le bâtiment du réacteur devient trop élevée par suite d'un accident ayant entraîné un important dégagement de vapeur. Il ne fonctionne qu'une seule fois.

Lorsque le réservoir est vide, des refroidisseurs d'air continuent de réduire la pression et, à plus long terme de la maintenir à un bas niveau. L'air contenu dans le B/R peut également être évacué, après son passage sur des filtres spéciaux, par l'intermédiaire de la cheminée adjacente au B/R.

Les canalisations qui traversent les murs du bâtiment du réacteur et qui sont susceptibles de laisser échapper des matières radioactives sont équipées de *vannes de confinement*. Celles-ci se ferment automatiquement et hermétiquement lors d'un accident afin d'empêcher toute dispersion de matières radioactives à l'extérieur de la centrale.

---

<sup>5</sup> Les équipements permettant d'assurer les fonctions les plus importantes de la centrale du point de vue de la sûreté sont conçus pour résister à un séisme d'une intensité aussi forte que 7 à l'échelle de Richter. Le B/R est également construit pour résister à l'impact d'un avion commercial.

EN RÉVISION

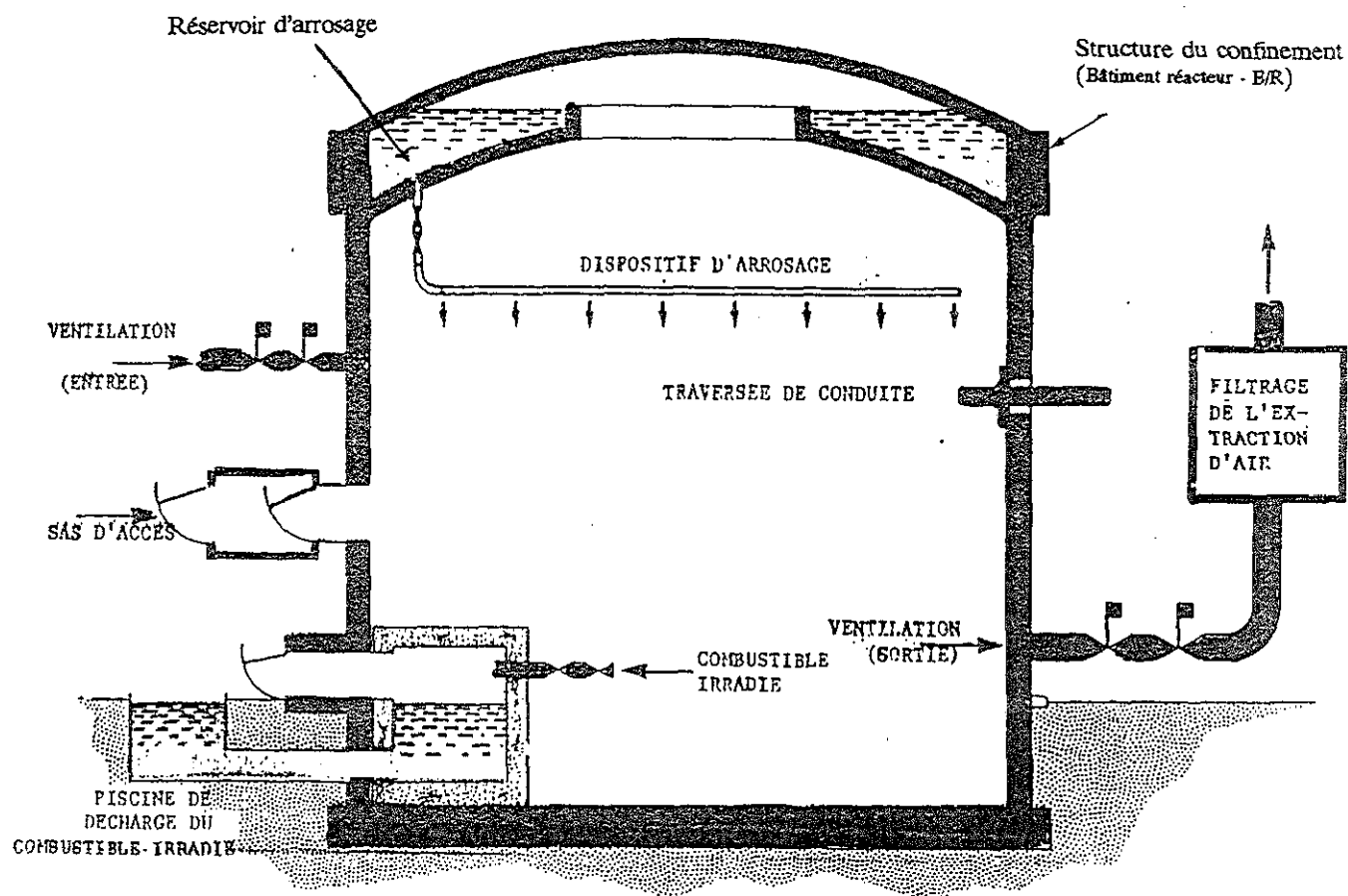


Figure 13 Système de confinement

(Source: Fonctionnement général de la centrale nucléaire Gentilly 2; Formation technique - 1990)

### 2.3.2 Les plans de mesures d'urgence (PMU et PMUNE-G2)

Puisque la probabilité qu'un accident se produise ne peut être annulée complètement malgré l'ensemble des précautions prises à toutes les étapes de la construction et de l'exploitation de la centrale, un plan des mesures d'urgence a été élaboré à l'interne. Il a pour but de limiter les risques à la source afin de protéger le personnel de la centrale, la population, l'environnement et les équipements sophistiqués d'Hydro-Québec.

Ce plan prévoit donc l'intervention de diverses équipes techniques dont la tâche consiste entre autres à réparer les bris, à effectuer des mesures et des prélèvements d'échantillons dans l'environnement, à déterminer s'il y a eu dégagement de radioactivité et à en évaluer les conséquences afin que les autorités publiques prennent les mesures de sécurité appropriées pour protéger la population.

Les mesures concernant la population et son environnement se retrouvent dans le plan de mesures d'urgence externe (PMUNE-G2) et les plans ministériels et municipaux. Ces derniers complètent ainsi la démarche de sûreté mise en place à la centrale Gentilly 2.

## 3. PLAN DES MESURES D'URGENCE INTERNE DE LA CENTRALE GENTILLY 2 (PMU)

La philosophie, l'organisation et le rôle des principaux intervenants du plan interne des mesures d'urgence (PMU) de la centrale nucléaire sont décrits dans le document de référence DR-32 dit "plan de base". Un manuel des procédures d'urgence se présentant en deux volumes vient se greffer à ce document de base. L'un de ces tomes est consacré aux actions de tous les groupes de communication d'Hydro-Québec. L'autre tome indique au personnel requis au PMU les actions à poser selon les catégories d'accident susceptibles de se produire en centrale. Le tableau XVII indique les types d'accident traités au PMU. La figure 14 présente pour sa part les grandes lignes de l'organisation d'urgence laquelle est résumée dans les paragraphes qui suivent.

### 3.1 LES PRINCIPAUX GROUPES DE GESTION AU PMU

#### 3.1.1 Centre d'urgence

##### *LE COMITÉ DE GESTION DU CENTRE D'URGENCE*

Ce comité a pour rôle de diriger les activités de communication avec les groupes et organismes externes gestionnaires de l'urgence, ainsi qu'avec la direction d'Hydro-Québec. C'est donc ce groupe qui est en liaison avec l'ORSC. Le comité de gestion est présidé par le directeur, Gestion du nucléaire; ce dernier est la plus haute autorité en centrale.

##### *LE COMITÉ DES MESURES D'URGENCE NUCLÉAIRE À GENTILLY 2 (CMUN)*

Les orientations et actions de communications et de relations publiques sont déterminées par le CMUN. Ce comité se rapporte au directeur du comité de gestion de l'urgence. C'est le CMUN qui rédige les communiqués de la responsabilité d'Hydro-Québec. Il assure également la diffusion de l'information sur la situation en centrale tant à l'intérieur d'Hydro-Québec qu'auprès de tous les groupes et organismes externes.

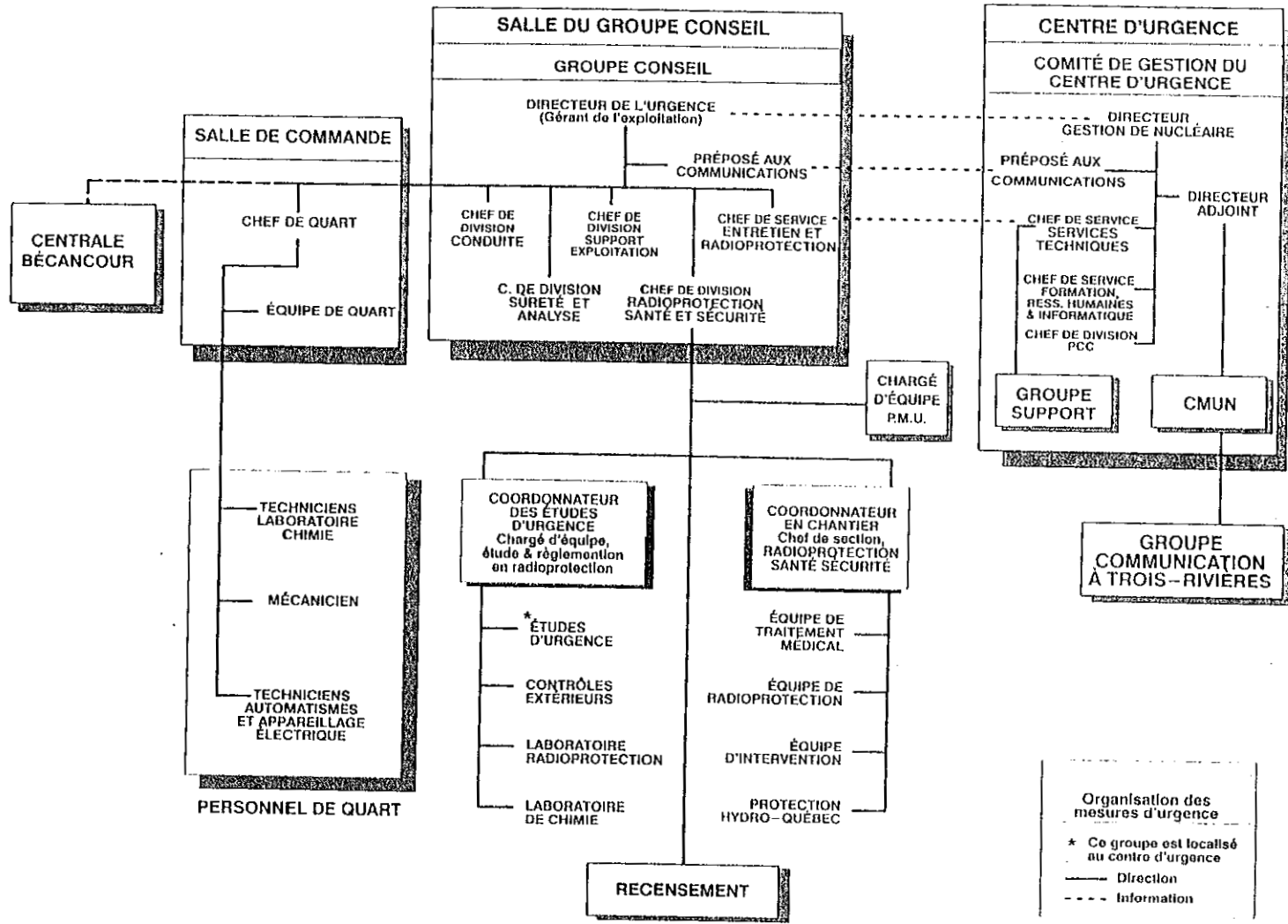


Figure 14 : Organisation des mesures d'urgence à Gentilly 2.  
 (Source: DR-32, Plan de base Hydro-Québec)

EN RÉVISION

Le groupe communication du siège social d'Hydro-Québec à Trois-Rivières se rapporte au président du CMUN. Il s'assure de l'opération du centre d'urgence régional d'Hydro-Québec dans les cas d'alerte sectorielle et centrale. En alerte générale, ce groupe se relocalise au centre de coordination des communications de l'ORSC et, à des fins de concertation et de coordination, il informe le coordonnateur régional de communications de l'ORSC des messages qu'Hydro-Québec entend livrer à la population. C'est le groupe communication d'Hydro-Québec qui s'assure alors de la circulation de l'information en provenance du CMUN ainsi que de la diffusion des communiqués de presse d'Hydro-Québec. Il s'occupe également de la coordination, pour Hydro-Québec, des conférences ou communiqués de presse.

#### *LE GROUPE SUPPORT*

Le chef de service, Services techniques, assisté de ses chefs de division et des responsables techniques de système a pour mission d'évaluer les causes de l'accident et les dommages au réacteur ou à tout système relié à son fonctionnement. Il propose également au groupe conseil les mesures pour contrer le problème.

### **3.1.2 Salle du groupe conseil**

#### *LE GROUPE-CONSEIL*

Lorsqu'une situation accidentelle commande l'activation du PMU, c'est le groupe-conseil qui supervise, en centrale, les opérations reliées à la situation d'urgence. Ce groupe est présidé par le directeur de l'urgence qui est, en situation normale de fonctionnement, le gérant d'exploitation.

Le groupe-conseil a sous sa responsabilité les équipes d'urgence affectées aux activités d'évaluation des conséquences radiologiques (localisation et suivi du panache, calculs de dose) et d'intervention pour la protection du personnel en centrale (recensement et évacuation lorsque requis de toutes les personnes présentes sur le site). C'est également le groupe-conseil qui est responsable de toute communication directe avec la Commission de Contrôle de l'Énergie Atomique (CCÉA) pour les questions relevant du permis d'exploitation.

#### *LES ÉQUIPES LIÉES À LA PROTECTION DU PERSONNEL EN CENTRALE*

Toutes les équipes liées à la protection du personnel en centrale se rapportent au coordonnateur en chantier. Ces équipes ont comme tâches de procéder à l'évaluation de la contamination du personnel et à sa décontamination lorsque requis ou à toute intervention d'urgence reliée à sa sécurité (secours aux personnes manquantes ou à un travailleur blessé ou indisposé, etc.).

#### *L'ÉQUIPE DE RECENSEMENT*

La centrale nucléaire s'est dotée d'un système informatisé de recensement qui lui permet de connaître la localisation de toutes les personnes présentes à l'intérieur de la centrale afin d'en assurer la sécurité. Avec ce système, les équipes d'urgence sont en mesure de repérer rapidement les individus manquants et de les secourir au besoin.

Ce système de recensement est couplé au système de sécurité qui contrôle l'accès au site [lecture de cartes proximité (badges), lecteur biométrique de la main, tourniquets pleine hauteur donnant accès aux différents secteurs de la centrale...]. En situation d'urgence, c'est l'équipe de recensement qui opère le système de recensement et qui coordonne l'évacuation du personnel de la centrale lorsque requis.

#### *LES ÉQUIPES LIÉES À L'ÉVALUATION DES CONSÉQUENCES*

Le coordonnateur des études d'urgence se rapporte au chef de division radioprotection, Santé et Sécurité qui siège au groupe conseil. Il dirige le groupe des études d'urgence composé de l'équipe des études d'urgence, de l'équipe des contrôles extérieurs et de celles des laboratoires, de radioprotection et de chimie.

Le rôle de l'équipe des études d'urgence consiste à déterminer les conséquences radiologiques de l'accident sur la population et son environnement. Elle effectue les prédictions ou les calculs de dose dans le but de faire les recommandations appropriées quant aux mesures de protection à envisager ou à prendre. Elle délimite également les zones qui sont ou seront affectées par les rejets.

Cette équipe est assistée dans ses tâches par l'équipe des contrôles extérieurs. Cette dernière effectue les mesures et les prélèvements sur le terrain, selon les directives du coordonnateur des études d'urgence. Les laboratoires de radioprotection et de chimie ont pour tâche d'analyser les échantillons prélevés dans l'environnement par l'équipe des contrôles extérieurs.

### **3.1.3 Salle de commande**

#### *L'ÉQUIPE DE QUART*

En situation normale de fonctionnement l'équipe de quart voit à la bonne marche du réacteur. En urgence, elle a pour mandat de veiller à la remise en état du réacteur. L'évaluation initiale de l'accident s'effectue sous la supervision du chef de quart qui a, entre autres, pour rôle d'assurer la sûreté du réacteur et de coordonner, dans un premier temps, toutes les activités d'intervention en centrale jusqu'à l'entrée en fonction du groupe conseil.

## **3.2 INSTALLATIONS D'URGENCE EN CENTRALE**

#### *LES SALLES DE COMMANDE PRINCIPALE ET D'URGENCE*

Ces salles abritent l'équipement et l'instrumentation essentiels à l'exploitation de la centrale et aux communications avec les différentes équipes d'urgence. Le chef de quart et son équipe se retrouvent habituellement dans la salle de commande principale. En situation d'urgence le personnel de quart se rassemble dans cette salle et se tient à la disposition du chef de quart. La salle de commande d'urgence est utilisée en cas d'indisponibilité de la salle principale.

#### *LA SALLE DU GROUPE CONSEIL*

Le groupe conseil se réunit normalement dans une salle aménagée à proximité de la salle de commande principale. En cas d'indisponibilité de cette salle, il se replie au centre d'urgence.

**LE CENTRE D'URGENCE EN CENTRALE**

Le centre d'urgence en centrale est situé au sous-sol du bâtiment administratif. Il sert d'abri protégé pour les équipes d'urgence suivantes :

- le comité de gestion du centre d'urgence;
- le CMUN;
- l'équipe des études d'urgence;
- le groupe support;
- l'équipe de recensement;
- le groupe conseil (en cas d'indisponibilité de leur salle habituelle).

Le centre d'urgence est construit de façon à protéger les occupants contre l'irradiation et la contamination atmosphérique extérieure (système de ventilation et de filtration autonome). Il est également équipé de manière à assurer le confort quotidien du personnel appelé à s'y abriter (douches, cuisine, espace de repos...).

**3.3 MODE DE FONCTIONNEMENT EN URGENCE**

Toute situation anormale dans le fonctionnement du réacteur est habituellement détectée et affichée en salle de commande. Une première évaluation de la situation est faite par le chef de quart qui mettra en branle le PMU interne à partir de certains critères de déclenchement définis dans les manuels d'exploitation.<sup>6</sup> Selon l'étendue et la gravité de l'incident, une partie ou la totalité de l'organisation des mesures d'urgence à Gentilly 2 sera mobilisée.

Le PMU interne traite de toutes les situations d'urgence pouvant possiblement affectées la centrale (tableau XVII). Les incidents de type radiologique sont ceux qui peuvent amener l'activation maximale de l'organisation de sécurité civile. Deux situations peuvent se produire lors d'un tel type d'accident :

- ▶ les pertes de matières radioactives sont retenues en presque totalité<sup>7</sup> à l'intérieur de l'enceinte de confinement du réacteur (le réacteur est alors dit "sous confinement");
- ▶ des rejets significatifs se sont produits ou ont cours hors de l'enceinte de confinement du réacteur en raison de la défaillance d'un ou plusieurs mécanismes du système de confinement.

---

<sup>6</sup> Le chef de quart a à sa disposition des instructions qui sont décrites dans les manuels d'exploitation dits "Procédure générale d'exploitation (PGE)" en exploitation normale, et "Manuel d'exploitation sur incident (MEI)" en cas d'incident (Les principes de base de sûreté [CNI-01], 1988, p. 83; Centrale nucléaire Gentilly 2). Ces documents indiquent le moment où une situation devient anormale (PGE) et comment procéder par la suite (MEI). Le plan des mesures d'urgence interne peut être déclenché dans le cadre de l'application des procédures d'exploitation sur incident du MEI.

<sup>7</sup> Même si le système de confinement est disponible, des rejets de faible importance peuvent survenir par l'entremise des microfissures et la porosité du B/R (fuites structurelles). Le taux de fuite est très lent pouvant atteindre quotidiennement environ 0,5% du volume d'air de l'enceinte de confinement.

Lorsque les rejets sont confinés dans l'enceinte du bâtiment réacteur, il peut y avoir augmentation de la pression à l'intérieur de ce dernier. Cette situation pourrait obliger les autorités de la centrale à procéder à des relâchements contrôlés afin de diminuer cette pression et d'éviter une aggravation de l'accident.

Avant de procéder à des relâches (ou le plus tôt possible si les rejets ont cours), le groupe conseil commande au coordonnateur des études d'urgence une estimation des doses susceptibles de se retrouver dans l'environnement et, à partir des données météorologiques prévalant au moment des calculs, la localisation éventuelle du panache. Afin de localiser et suivre le panache, l'équipe des contrôles extérieurs effectue des mesures et des prélèvements sur le terrain, ce même s'il n'y a aucun rejet à l'extérieur de la centrale.

Entre-temps, les membres de l'équipe de quart, du groupe conseil et du groupe support voient à la résolution du problème sur le réacteur. Par ailleurs, le recensement du personnel en centrale sera effectué. Si la situation l'exige, la centrale sera évacuée et seul le personnel requis pour les interventions d'urgence demeurant alors sur les lieux<sup>8</sup>.

L'ensemble de la situation (en particulier les prédictions ou calculs de doses) est évalué continuellement tant que la levée de l'urgence n'a pas été proclamée. La déclaration de fin d'alerte est possible lorsque les causes de l'alerte sont maîtrisées, que la sécurité du personnel et de la population n'est plus menacée et que l'organisation d'urgence n'est plus requise pour gérer l'événement.

#### 4. BIBLIOGRAPHIE

Hydro-Québec, Communications et Relations publiques / Région Mauricie :

- *L'énergie nucléaire*, 8<sup>e</sup>éd. 1995;
- *Le fonctionnement de la centrale nucléaire Gentilly 2*, 1994;
- *L'histoire des centrales Gentilly 1 et Gentilly 2*, 1994;
- *La sûreté à la centrale nucléaire Gentilly 2*, 1992;

Hydro-Québec, Direction Gestion du nucléaire (Gentilly 2) :

- *Fonctionnement général de la centrale nucléaire Gentilly 2*, 1990;
- *La sûreté nucléaire et la centrale Gentilly 2*, janvier 1980;

Université de Montréal/École polytechnique :

- *Le fonctionnement des centrales nucléaires et la gestion des déchets radioactifs*;

Gouvernement du Québec:

- *Stockage à sec du combustible nucléaire irradié de la centrale Gentilly 2* (Rapport d'enquête du Bureau d'audiences publiques sur l'environnement, 1994)
- *La situation du nucléaire au Québec* (Rapport interne / Ministère de la Sécurité publique, 1992).

<sup>8</sup> Une centaine des quelques 660 employés de la centrale sont requis en urgence.



TABLEAU XVII  
SYNTHÈSE DES CATÉGORIES D'ACCIDENTS\*  
AU PLAN INTERNE (PMU) DE LA CENTRALE NUCLÉAIRE GENTILLY 2.

No	Catégories d'accidents	Type d'alerte	Classes d'alerte	Groupes activés en centrale (Réf.: Liste de rappel des employés du PMU)
1	Alerte incendie	Conventionnelle	Sectorielle	Groupe conseil/Éq. d'intervention-G2/Éq. de radioprotection <sup>c</sup>
			Centrale	PMU Total
2	Alerte radiologique	Radiologique	Sectorielle	Groupe conseil / Équipe de radioprotection <sup>c</sup>
			Centrale	PMU Total
			Générale 1	PMU Total
			Générale 2	PMU Total
3	Alerte au chlore	Conventionnelle	Centrale <sup>b</sup>	Groupe conseil / Équipe d'intervention - G2 <sup>c</sup>
4	Alerte à la bombe	Conventionnelle	Centrale <sup>b</sup>	Groupe conseil / Équipe d'intervention - G2 <sup>c</sup>
5	Accident de transport de matériel radioactif	Radiologique	Ne s'applique pas	Groupe conseil <sup>a</sup> / Équipe de radioprotection <sup>c</sup>
6	Déversement chimique	Conventionnelle	Sectorielle	Groupe conseil / Équipe d'intervention - G2 <sup>c</sup>
7	Intrusion	Conventionnelle	Centrale <sup>b</sup>	Groupe conseil
8	Désastre naturel ou d'origine humaine	Conventionnelle	Sectorielle	Groupe conseil
			Centrale	PMU Total
9	Rupture de conduite du côté secondaire (RCCS)	Conventionnelle	Sectorielle	Groupe conseil / Personnel accrédité RCCS
			Centrale	Groupe conseil / Personnel accrédité RCCS
10	Incident médical	Conventionnelle	Sectorielle	Équipe d'intervention G2

**LÉGENDE:**

PMU TOTAL (tous les employés requis au PMU)	▶ 89 personnes
Groupe conseil	▶ 11 personnes
Comité de gestion/CMUN/Groupe support	▶ 18 personnes
Équipe d'intervention G2	▶ 17 personnes
Traitement médical	▶ 3 personnes
Comité de gestion de la centrale Bécancour	▶ 3 personnes
Équipe de radioprotection	▶ 17 personnes
Équipe d'intervention de la centrale Bécancour	▶ 6 personnes
RCCS [Personnel accrédité]	▶ 8 personnes
(RCCS = Rupture de conduite du côté secondaire)	

**Note:**

- a - Le plan interne de la centrale nucléaire fournit des procédures d'urgences pour chacune de ces catégories.
- b - Il n'y a pas d'alerte sectorielle pour ces catégories d'accident.
- c - Le rappel des employés de cette liste est optionnel.

**EN RÉVISION**

Page laissée en blanc intentionnellement