



POLYTECHNIQUE
MONTRÉAL

Les réacteurs CANDU

A. Hébert

2022/06/03

Table des matières

Description de la
filière
Systèmes d'arrêt
d'urgence
Régulation du
réacteur
Paramètres
Schéma de calcul –
neutronique
Facteurs de capacité
Ressources

Description de la filière
Systèmes d'arrêt d'urgence
Régulation du réacteur
Paramètres
Schéma de calcul – neutronique
Facteurs de capacité
Ressources

Description de la filière

Description de la filière

Systèmes d'arrêt d'urgence

Régulation du réacteur

Paramètres

Schéma de calcul – neutronique

Facteurs de capacité

Ressources

- L'acronyme **CANDU** représente une filière de réacteurs
 - ◆ modérés et refroidis (système thermohydraulique primaire) à l'eau lourde
 - ◆ utilise de l'uranium naturel (UOX) ou du combustible PWR irradié (DUPIC)
 - ◆ rechargé en marche avec tubes de force
- Le premier démonstrateur CANDU est le réacteur NPD (1962)
- Douglas Point (1966) a été répliqué en Inde: RAPP-1 (1973) et RAPP-2 (1981)



Description de la filière

Description de la filière

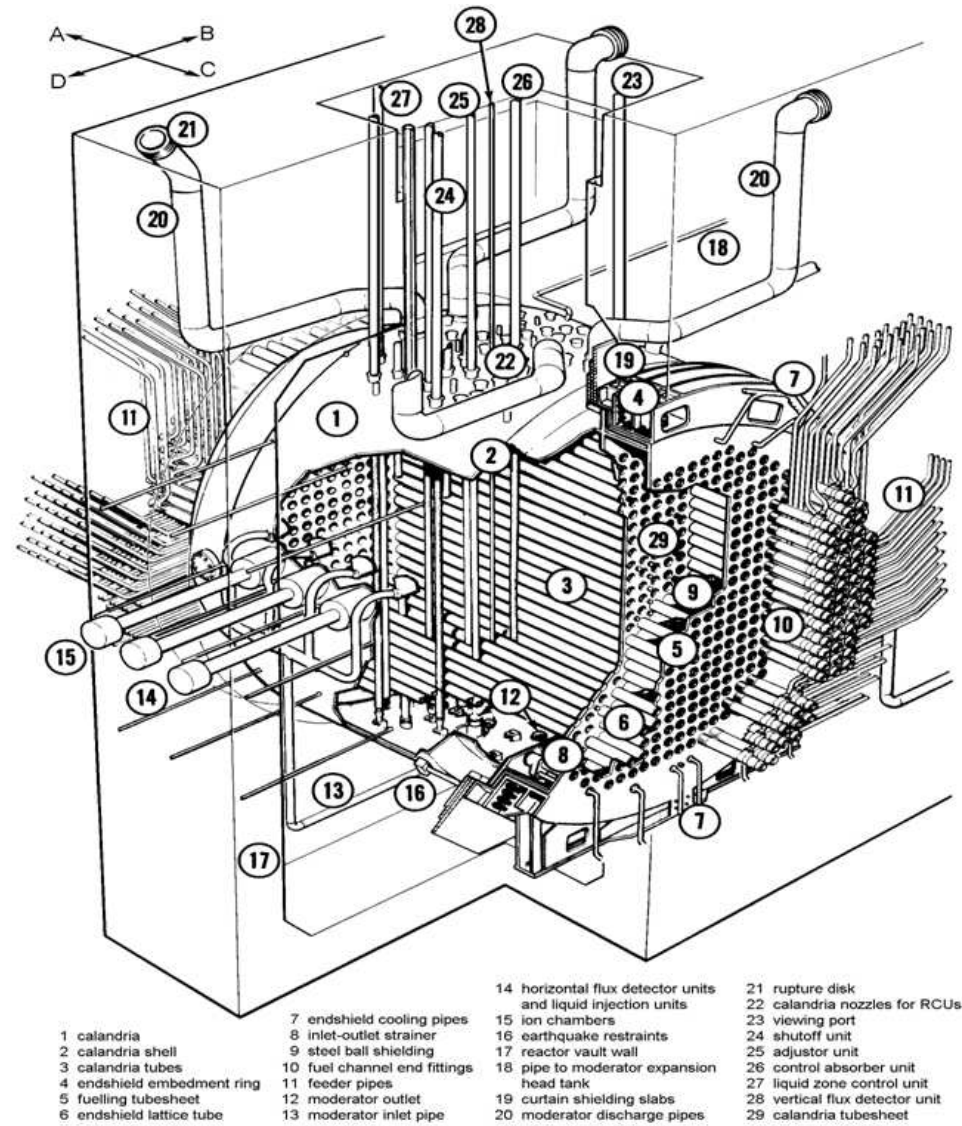
Systèmes d'arrêt d'urgence

Régulation du réacteur

Paramètres
Schéma de calcul –
neutronique

Facteurs de capacité

Ressources



Description de la filière

Description de la filière

Systèmes d'arrêt d'urgence

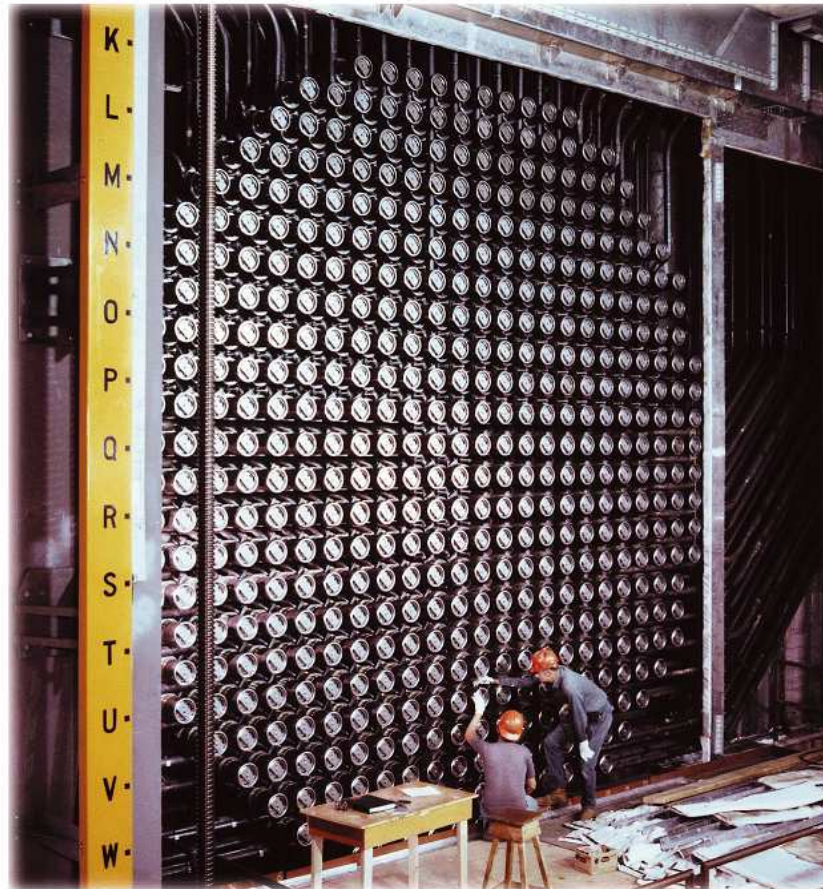
Régulation du réacteur

Paramètres

Schéma de calcul – neutronique

Facteurs de capacité

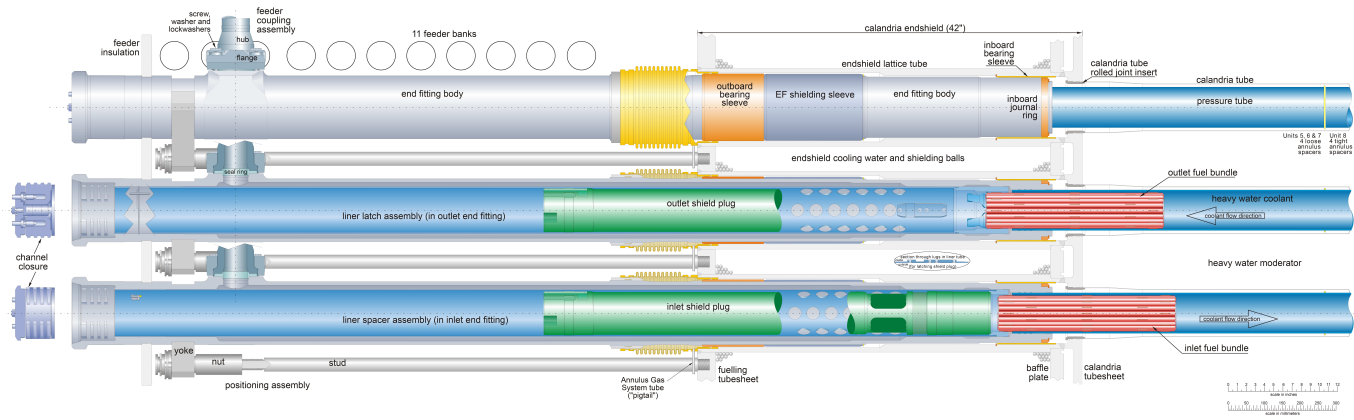
Ressources



Description de la filière

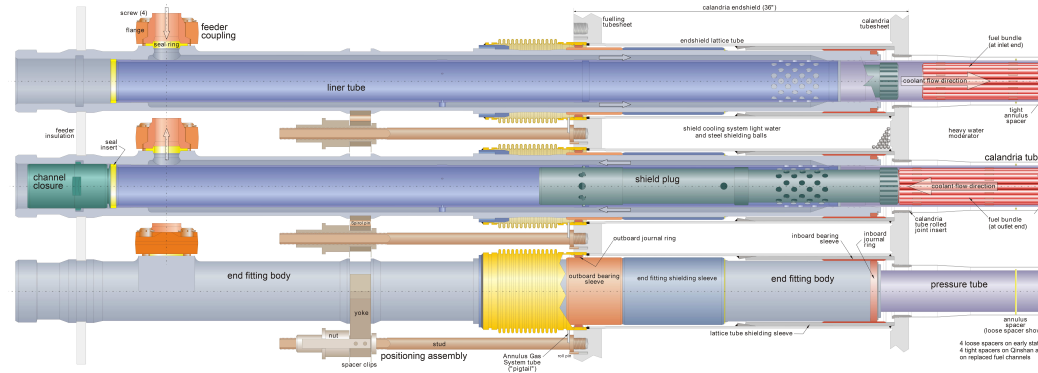
- Description de la filière
- Systèmes d'arrêt d'urgence
- Régulation du réacteur
- Paramètres
- Schéma de calcul – neutronique
- Facteurs de capacité
- Ressources

Canal de combustible



Bruce B Fuel Channel

Note: This is an illustration, not a drawing. Consult applicable general arrangement and detail drawings for any serious application or decision.



CANDU 6 Fuel Channel

Note: This is an illustration, not a drawing. Consult applicable general arrangement and detail drawings for any serious application or decision.

Systèmes d'arrêt d'urgence

Description de la
filière

Systèmes d'arrêt
d'urgence

Régulation du
réacteur

Paramètres
Schéma de calcul –
neutronique

Facteurs de capacité

Ressources

- Les réacteurs CANDU possèdent un coefficient de réactivité du vide **positif** pour le caloporteur.
- Les réacteurs CANDU comportent deux systèmes d'arrêt d'urgence **orthogonaux**:
 - ◆ SDS1 est un système de barres solides (cadmium) verticales
 - ◆ SDS2 est un système d'injection d'une solution de gadolinium disposé horizontalement sur la face de la calandre. La solution de gadolinium est conservée dans des réservoirs sous pression avec une concentration d'environ 8000 g de gadolinium par tonne d'eau lourde.
- Chaque système SDS peut être déclenché **indépendamment** par une logique électro-mécanique.
- Le réacteur comporte 21 barres d'ajustement solides (ADJ) (acier inox ou cobalt) insérées de façon permanente dans le coeur. Ces barres ont plusieurs rôles:
 - ◆ fournir une réserve de réactivité d'environ 1500 pcm.
 - ◆ aplatir le flux (effet axial et radial)
 - ◆ fournir une réserve de réactivité en cas d'empoisonnement xenon.
 - ◆ fournir une réserve de réactivité en cas de non disponibilité de la machine de rechargement (pour 1 semaine).
- Le réacteur comporte 4 barres de contrôle solides (MCA) (cadmium) permettant un ajustement de ± 300 pcm, suffisant pour compenser les effets d'une réduction de température ou d'une baisse de puissance.

Systèmes d'arrêt d'urgence

Shutdown Systems SDS1 et SDS2

Description de la filière

Systèmes d'arrêt d'urgence

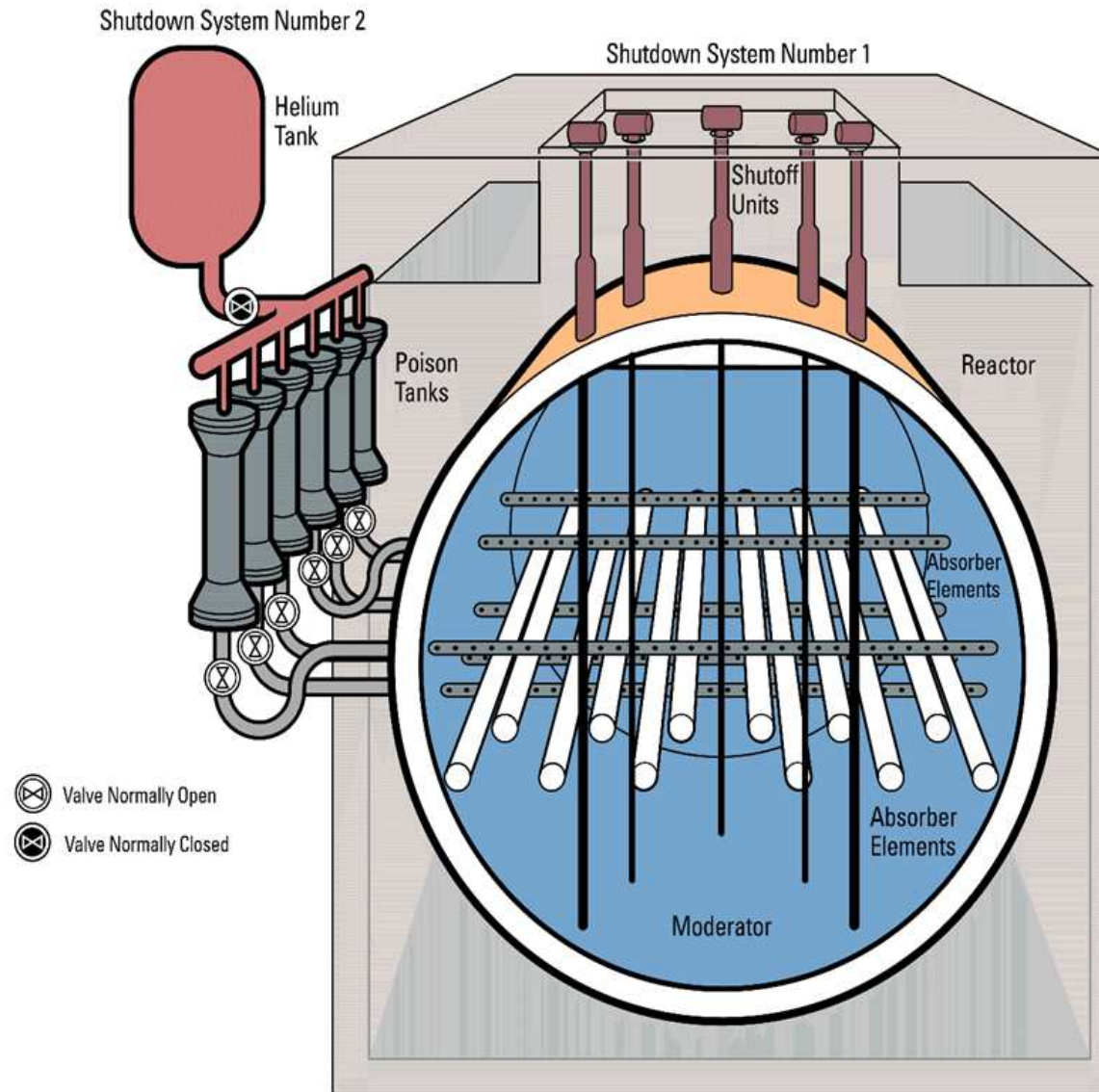
Régulation du réacteur

Paramètres

Schéma de calcul – neutronique

Facteurs de capacité

Ressources



Régulation du réacteur

Description de la
filière
Systèmes d'arrêt
d'urgence

Régulation du
réacteur

Paramètres
Schéma de calcul –
neutronique
Facteurs de capacité
Ressources

- La distribution de flux d'un réacteur CANDU est sensible aux **oscillations xenon**.
- Le **Reactor Regulating System** (RRS) permet de contrôler la distribution du flux pendant l'opération du réacteur.
- La distribution du flux est contrôlée par 14 contrôleur liquides (LZC), un par zone de contrôle, placés dans six tubes. Ces contrôleurs fonctionnent par ajustement du niveau d'eau légère, un absorbant.
- Les 14 LZC permettent un ajustement de ± 300 pcm.
- La distribution du flux est mesurée par 102 détecteurs au vanadium, placés de façon permanente dans le coeur.
- Les niveaux d'eau légère des 14 LZC sont ajustés par **flux-mapping**.

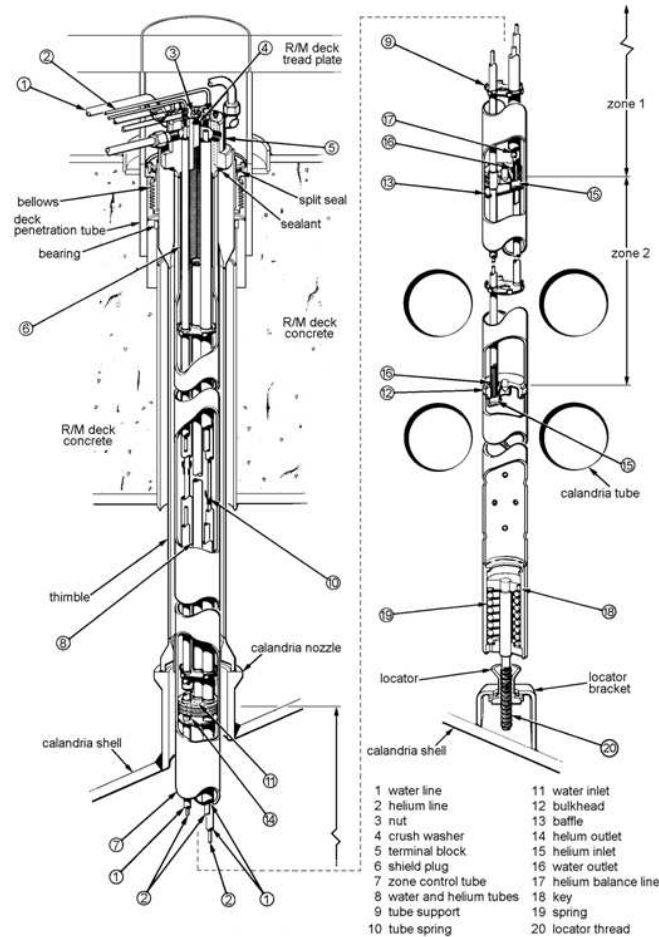
Régulation du réacteur

Contrôleur liquides

Description de la
filère
Systèmes d'arrêt
d'urgence

Régulation du
réacteur

Paramètres
Schéma de calcul –
neutronique
Facteurs de capacité
Ressources



Régulation du réacteur

Contrôleur liquides

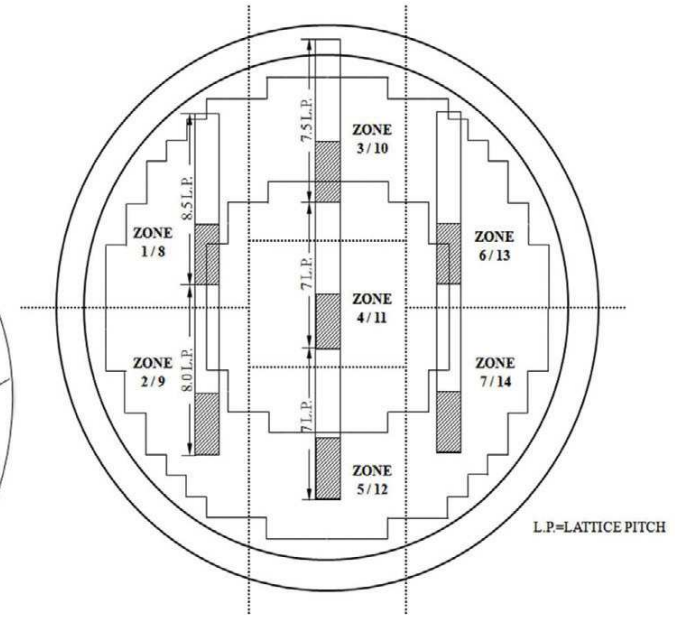
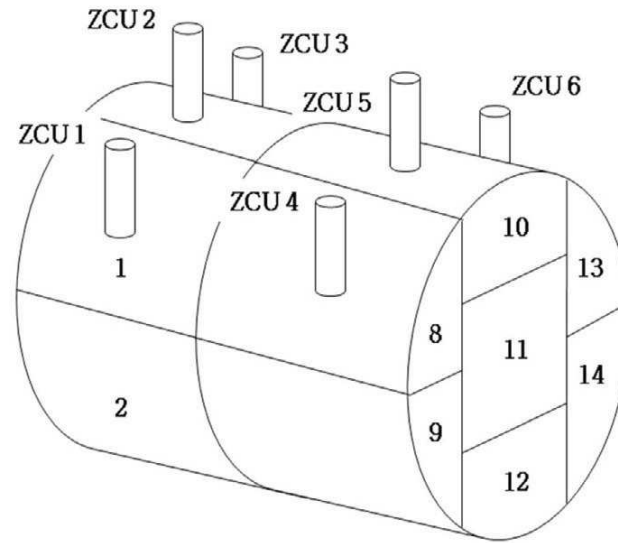
Description de la
filère
Systèmes d'arrêt
d'urgence

Régulation du
réacteur

Paramètres
Schéma de calcul –
neutronique

Facteurs de capacité

Ressources



Flux mapping

- Le **flux mapping** du RRS consiste à développer le flux thermique 3D du réacteur sous la forme d'une combinaison linéaire de modes $\psi_n(\mathbf{r})$ comportant une douzaine d'harmoniques de l'équation de diffusion et de quelques modes de perturbation pour prendre en compte la position des MCA. Les calculs sont effectués avec des sections efficaces **time-averaged**:

$$\phi(\mathbf{r}) = \sum_{n=1}^N A_n \psi_n(\mathbf{r})$$

où $N \approx 15$ est le nombre total de modes et A_n est l'amplitude de chaque mode.

- Ce développement est ensuite évalué sur chacune des 102 positions \mathbf{r}_d de détecteurs vanadium:

$$\phi(\mathbf{r}_d) = \sum_{n=1}^N A_n \psi_n(\mathbf{r}_d); \quad d = 1, 102$$

- Les amplitudes A_n sont la solution d'une régression linéaire

$$\min_n \{\epsilon\} \quad \text{avec} \quad \epsilon = \sum_{d=1}^{102} \omega_d [\phi(\mathbf{r}_d) - F_d]^2$$

où F_d est la lecture du détecteur d et ω_d est un poids pré-calculé.

- Un flux-mapping est effectué toutes les minutes par les ordinateurs de contrôle, la distribution de puissance est obtenue et les 14 LZC sont ajustés en conséquence.

Paramètres

- Description de la filière
- Systèmes d'arrêt d'urgence
- Régulation du réacteur
- Paramètres**
- Schéma de calcul – neutronique
- Facteurs de capacité
- Ressources

Parameter	CANDU 600	CANDU 900
Number of fuel channels in core	380	600
Number of fuel bundles per channel	12	12
Number of fuel elements per bundle	37	37
Number of pellets per rod	30	30
Fuel pellet material	UO ₂ sintered	UO ₂ sintered
Fuel cladding material	Zircaloy-4	Zircaloy-4
Fuel channel array	square	square
Fuel channel lattice pitch	286 mm	286 mm
Fuel element configuration	circular	circular
Fuel bundle length	495 mm	495 mm
Fuel bundle diameter	102.4 mm	102.4 mm
Fuel element diameter	13.08 mm	13.08 mm
Fuel pellet diameter	12.16 mm	12.16 mm
Mass of uranium dioxide in core	95 Mg	153 Mg
Mass of uranium in core	84 Mg	135 Mg
Fuel type	natural U	natural U
Average core power density	~ 11 MW/m ³	~ 11 MW/m ³
Active core length	5.94 m	5.94 m
Extrapolated core length	6.06 m	6.06 m
Equivalent core diameter	6.27 m	7.90 m
Total core fission power	2 180 MW	3 394 MW
Total core thermal power	2 060 MW	3 237 MW
Maximum channel power	6.5 MW	6.5 MW
Maximum bundle power	0.8 MW	0.8 MW
Active heat transfer area	~ 3 430 m ²	~ 5 420 m ²
Average heat flux	~ 600 kW/m ³	~ 600 kW/m ³
Maximum heat flux	~ 1 000 kW/m ³	~ 1 000 kW/m ³

Paramètres

Description de la
filière
Systèmes d'arrêt
d'urgence
Régulation du
réacteur
Paramètres
Schéma de calcul –
neutronique
Facteurs de capacité
Ressources

Parameter	CANDU 600	CANDU 900
Number of pressure tubes	380	600
Pressure tube material	Zirconium-niobium alloy	Zirconium-niobium alloy
Pressure tube diameter (ID)	103.38 mm	104 mm
Number of primary pumps	4	4
Pump flow rate (each)	2.228 m ³ /s	3.959 m ³ /s
Pump total heat (each)	215 m	245 m
Coolant flow rate through core	7 600 kg/s	13 500 kg/s
Coolant inlet temperature	267°C	266°C
Coolant outlet temperature	312°C	312°C
Coolant inlet pressure	11.04 MPa	11.17 MPa
Coolant outlet pressure	10.03 MPa	10.29 MPa

Vue radiale du coeur

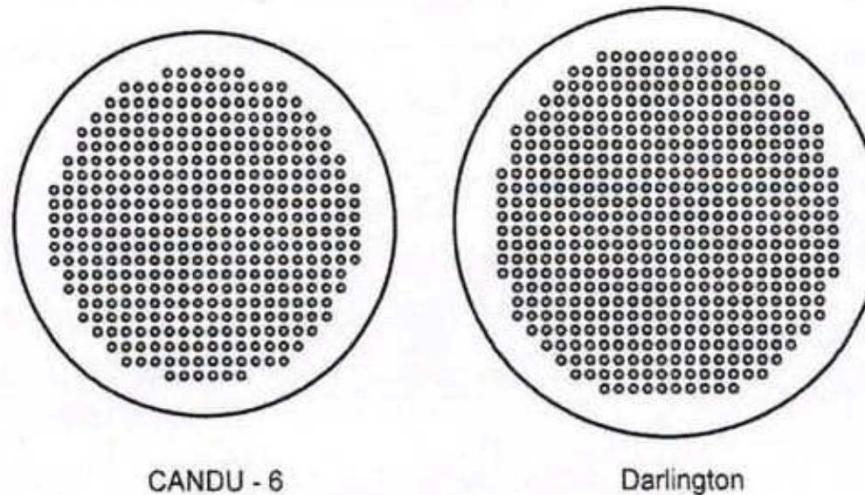
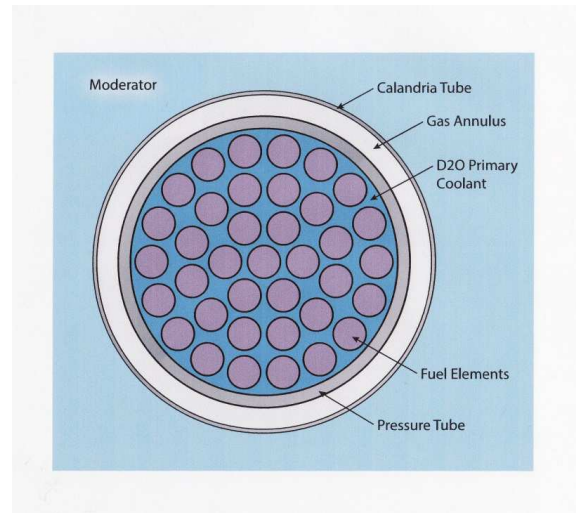
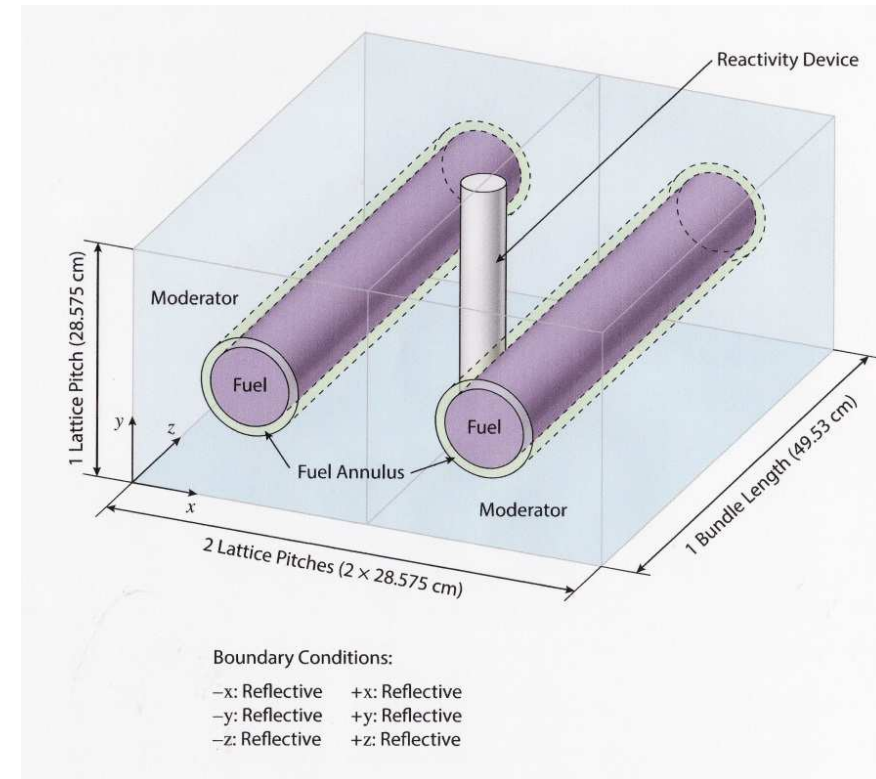


Schéma de calcul – neutronique

Calcul de cellule et de supercellule



Logiciel de production:
actuel: WIMS-AECL
2030-2060: DRAGON5

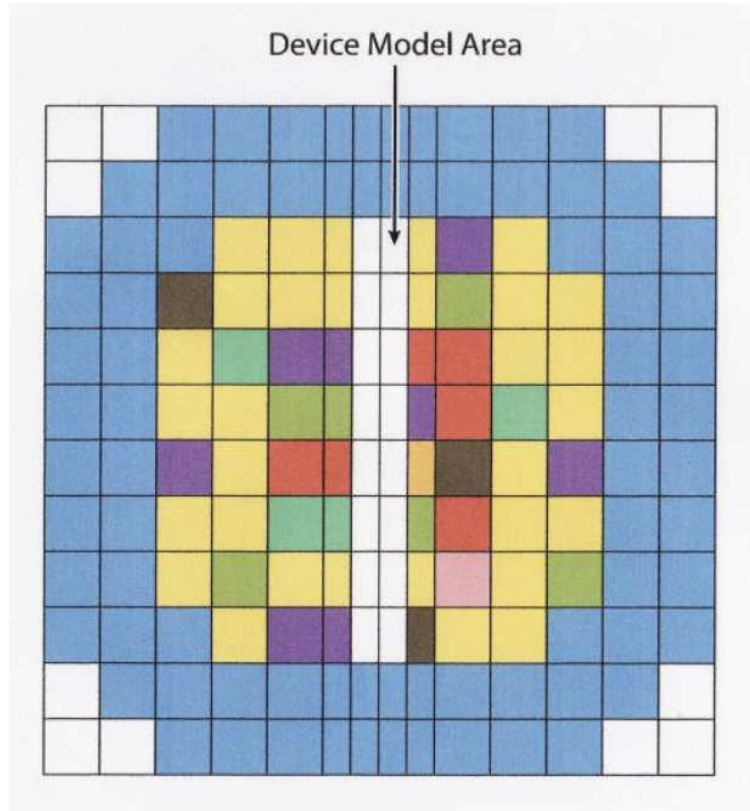


Logiciel de production:
actuel: DRAGON3
2030-2060: DRAGON5

Description de la
filière
Systèmes d'arrêt
d'urgence
Régulation du
réacteur
Paramètres
Schéma de calcul –
neutronique
Facteurs de capacité
Ressources

Schéma de calcul – neutronique

Calcul de simulation du coeur entier



Logiciel de production:
actuel: RFSP
2030-2060: (à déterminer)

- Description de la filière
- Systèmes d'arrêt d'urgence
- Régulation du réacteur
- Paramètres
- Schéma de calcul – neutronique**
- Facteurs de capacité
- Ressources

Schéma de calcul – neutronique

Calculs time-averaged

- Le rechargement en marche consiste à recharger 8 grappes de combustible (sur 12 grappes) par jour dans un canal de combustible
 - ◆ les ingénieurs d'exploitation dressent chaque jour une liste d'une douzaine de canaux candidats à un rechargement, par ordre de priorité.
 - ◆ ils utilisent le logiciel RFSP pour produire cette liste.
 - ◆ le chef de quart choisi un canal à recharger dans la liste (pas nécessairement le canal le plus prioritaire).
- Le réacteur atteint un état d'équilibre causé par le rechargement en marche qui peut être décrit par des sections efficaces **time averaged**.
- Les ingénieurs d'exploitation sont amenés à réaliser des calculs **time averaged** ou **instantanés** (i.e., à un temps précis de l'exploitation), selon le type d'étude à effectuer.
- Le modèle **time-averaged** est formulé pour prendre en compte la distribution spatiale des propriétés dans le temps, résultant de différentes irradiations de combustible dans différentes grappes de combustible.

Calculs time-averaged – suite

- On prend en compte le fait que les canaux de combustible individuels sont ravitaillés de temps en temps et que les grappes de combustible restent à un certain emplacement dans le canal jusqu'à ce que le canal soit rechargé.
- Il modélise l'effet du schéma de rechargement axial (par exemple, déplacement de 8 grappes) utilisé dans chaque canal sur la propriété moyenne du réseau à chaque emplacement de grappe dans le canal.
- Pour toute position de grappe de combustible $\{c, b\}$ dans le cœur et toute section efficace de type x , nous pouvons écrire la section efficace macroscopique moyenne temporelle $\bar{\Sigma}_{x,c,b}$ pendant le temps de séjour de la grappe à cet endroit en utilisant

$$\bar{\Sigma}_{x,c,b} = \frac{1}{\omega_{\text{out},c,b} - \omega_{\text{in},c,b}} \int_{\omega_{\text{in},c,b}}^{\omega_{\text{out},c,b}} d\omega \Sigma_{x,c,b}(\omega)$$

où $\omega_{\text{in},c,b}$ et $\omega_{\text{out},c,b}$ sont les taux de combustion d'entrée et de sortie des grappes de combustible dans le canal de combustible c et position de la position axiale b (avec $1 \leq b \leq 12$).


























- Les sections efficaces macroscopiques dépendantes du taux de combustion sont récupérées à partir de la base de données multi-paramètres du réacteur générée par le code de réseau.
- La géométrie cartésienne 3D est discrétisée à l'aide de différences finies à mailles centrées (MCFD).

Facteurs de capacité

Description de la
filière
Systèmes d'arrêt
d'urgence
Régulation du
réacteur
Paramètres
Schéma de calcul –
neutronique
Facteurs de capacité
Ressources

The Top Twenty-five

Lifetime World Power Reactor Performance to September 30, 1995* from among 370 reactors over 150 MW

Rank	Country	Unit	Type	Year of First Power	Capacity Factor %†	Rank	Country	Unit	Type	Year of First Power	Capacity Factor %†
1		Germany Emsland	PWR	1988	91.4	14		Canada Darlington 4	CANDU	1993	85.2
2		Germany Neckar 2	PWR	1989	89.2	15		Hungary Paks 3	PWR	1986	85.2
3		Canada Point Lepreau	CANDU	1982	88.3	16		Canada Pickering 6	CANDU	1983	84.6
4		Germany Grohnde	PWR	1984	88.1	17		Switzerland Gösgen	PWR	1979	84.2
5		Canada Pickering 8	CANDU	1986	88.0	18		Germany Grafenrheinfeld	PWR	1981	83.9
6		Canada Pickering 7	CANDU	1984	87.6	19		Finland TVO 1	BWR	1978	83.8
7		Belgium Tihange 3	PWR	1985	87.5	20		Spain Cofrentes	BWR	1984	83.7
8		Finland Lovisa 2	PWR	1980	86.8	21		Spain Trillo 1	PWR	1988	83.3
9		Hungary Paks 2	PWR	1984	86.2	22		Spain Almaraz 2	PWR	1983	83.2
10		Switzerland Beznau 2	PWR	1971	85.7	23		Finland Lovisa 1	PWR	1977	83.2
11		Germany Philippsburg 2	PWR	1984	85.5	24		Korea Wolsong 1	CANDU	1982	83.2
12		Hungary Paks 4	PWR	1987	85.4	25		Finland TVO 2	BWR	1980	83.1
13		Canada Darlington 3	CANDU	1992	85.4						

*Source: Nuclear Engineering International

† Capacity Factor = $\frac{\text{actual electricity generation}}{\text{perfect electricity generation}}$

Futur de la filière

Description de la filière

Systèmes d'arrêt d'urgence

Régulation du réacteur

Paramètres
Schéma de calcul – neutronique

Facteurs de capacité

Ressources

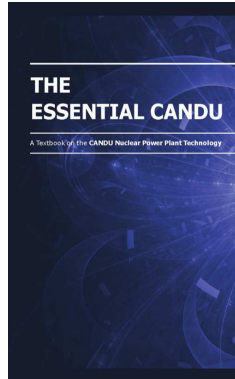
- La technologie CANDU reste optimale sur le plan économique
- La propriété intellectuelle de cette technologie a été cédée de AECL à SNC-Lavalin. SNC-Lavalin n'a pas manifesté d'intérêt pour la promouvoir.
- Les tentatives d'améliorer la technologie CANDU avec le concept **Advanced Candu Reactor** (ACR) n'a pas dépassé l'étude de concept.
- l'Ontario tire 56% de son électricité des réacteurs CANDU et 24% de source hydro-électrique. La fermeture des centrales au charbon devrait augmenter la part du nucléaire à 70% environ.
- L'Ontario désire poursuivre l'exploitation de ses réacteurs CANDU jusqu'en 2060.
 - ◆ nécessité de remplacer certaines pièces mécaniques (tubes de forces, GV, etc.) et certains équipements informatiques
 - ◆ nécessité de moderniser les logiciels de sûreté et d'exploitation.
- La décision de construire de nouveaux réacteurs nucléaires semble inévitable, mais le choix de la filière n'est pas arrêté.
- Les exploitants de réacteurs CANDU dans le monde sont regroupés au sein du **Candu Owners Group** (COG). Cette organisation est un consortium contrôlée par les firmes suivantes
 - ◆ SNC-Lavalin, Montréal (les équipes de R&D en nucléaire sont situées à Toronto)
 - ◆ Kinectrics, Toronto
 - ◆ Worley, Markham (banlieue de Toronto)

Ressources

Description de la
filière
Systèmes d'arrêt
d'urgence
Régulation du
réacteur
Paramètres
Schéma de calcul –
neutronique
Facteurs de capacité

Ressources

- [Canteach website:](#)
- **Textbooks:**
W. J. Garland, Ed., *The Essential CANDU, A Textbook on the CANDU Nuclear Power Plant Technology*, University Network of Excellence in Nuclear Engineering (UNENE), 2014. [website](#)



W. Shen and B. Rouben, *Fundamentals of CANDU Reactor Physics*, American Society of Mechanical Engineers, 2021.

[website](#)

