

Ce chapitre 4 décrit les caractéristiques nucléaires, hydrauliques et thermiques du réacteur, les hypothèses relatives aux caractéristiques mécaniques des assemblages combustibles envisagées dans la phase

actuelle de conception de l'EPR, et l'objectif des études neutroniques et thermo-hydrauliques.

1. DESCRIPTION GENERALE DU CŒUR ET DES ASSEMBLAGES COMBUSTIBLES

Le cœur du réacteur contient un matériau combustible au sein duquel se déroule la réaction de fission qui produit l'énergie.

Tous les équipements du réacteur sont utilisés soit pour supporter physiquement ce matériau fissile, soit pour contrôler la réaction de fission, soit pour canaliser le réfrigérant.

Le cœur du réacteur est constitué d'un certain nombre de crayons combustibles regroupés en faisceaux par des grilles de maintien et des embouts supérieurs et inférieurs. Les crayons combustibles contiennent des pastilles d'oxyde d'uranium ou de MOX (uranium plus plutonium) empilées dans un tube de gainage obturé et soudé de manière étanche pour encapsuler le combustible. Les faisceaux, appelés assemblages combustibles, sont disposés selon un schéma qui se rapproche d'un ortho-cylindre.

Un assemblage combustible est composé de 265 crayons combustibles reliés ensemble pour former un réseau à pas carré.

Les 24 positions restantes dans le réseau accueillent des tubes-guides raccordés aux grilles et aux embouts supérieurs et inférieurs. Ces tubes-guides servent à accueillir les grappes de contrôle et les

crayons sources, ou sont équipés de bouchons pour limiter le débit de contournement.

Les grilles se présentent sous la forme d'un réseau carré régulier de plaquettes accouplées. Les plaquettes sont équipées de ressorts et de bossettes pour le maintien des crayons combustibles, ainsi que d'ailettes de mélange du réfrigérant.

Dans la phase actuelle de conception de l'EPR, le cœur initial est composé de 241 assemblages répartis sur 3 régions avec différents enrichissements.

Pour les cycles ultérieurs, le nombre et les caractéristiques des assemblages neufs dépendent du type de gestion du combustible prévu, c'est-à-dire de la durée du cycle, du type de chargement, de la présence de MOX, etc. Des durées de cycle de 18 et 22 mois, une gestion du combustible de type INOUT, l'utilisation de combustible uranium ou de combustible MOX, sont possibles et envisagées pour EPR.

Le cœur est refroidi et modéré avec de l'eau légère à la pression de 155 bar dans le circuit primaire.

2. DESCRIPTION GENERALE DES MOYENS DE CONTROLE DE LA REACTIVITE

L'eau du circuit primaire (fluide caloporteur également modérateur) contient du bore soluble agissant comme poison pour les neutrons. Les variations lentes de réactivité (par exemple celles induites par l'épuisement du combustible), sont accommodées par des modifications de cette concentration en bore dans l'eau du circuit primaire. Un poison neutronique supplémentaire (gadolinium), sous la forme de crayons de poison consommable co-broyé avec l'oxyde d'uranium, permet d'ajuster la réactivité initiale et la distribution de puissance du cœur.

La réactivité et la distribution de puissance dans le cœur sont également contrôlées par des grappes de barres de contrôle mobiles composées de crayons absorbants qui permettent de faire varier rapidement la réactivité.

Chaque grappe de contrôle contient un ensemble de crayons absorbants fixés à leur extrémité supérieure à un pommeau commun, l'araignée.

Les grappes de contrôle sont réparties en plusieurs groupes.

Les mécanismes de commande des grappes (RGL) permettent d'insérer, maintenir ou extraire les grappes de contrôle.

Ce sont des dispositifs électromécaniques fixés au couvercle de la cuve du réacteur.

Ils sont utilisés pour contrôler la position des grappes de contrôle et assurer l'arrêt automatique du réacteur par chute gravitaire. L'insertion gravitaire des grappes de contrôle est obtenue en coupant les alimentations électriques des RGL.

3. OBJECTIF DES ANALYSES DE CONCEPTION NEUTRONIQUES ET THERMO-HYDRAULIQUES

Les analyses et évaluations neutroniques de conception définissent l'emplacement physique des grappes de contrôle, des crayons de poison consommables, et les paramètres physiques tels les enrichissements du combustible et la concentration en bore dans l'eau du circuit primaire. L'évaluation neutronique de conception établit que le cœur du réacteur possède des caractéristiques inhérentes qui, considérées conjointement avec les actions correctrices des systèmes de contrôle et de protection du réacteur, assurent un contrôle de la réactivité approprié même si la grappe de contrôle la plus efficace est coincée en position totalement extraite.

L'étude de conception assure également la stabilité inhérente vis-à-vis des oscillations de puissance radiales (et/ou azimutales) et axiales, et prévoit le contrôle des oscillations axiales de puissance induites

par l'utilisation des grappes de contrôle.

Les analyses et évaluations thermo-hydrauliques de conception définissent les paramètres du fluide primaire qui assurent un transfert de chaleur adéquat entre le gainage combustible et le réfrigérant. L'étude thermique prend en compte les variations géométriques locales, les sources de puissance, la répartition du débit du fluide, et son mélange. Les ailettes de mélange intégrées aux grilles de maintien des assemblages combustibles permettent un meilleur mélange entre canaux à l'intérieur d'un même assemblage ainsi qu'entre assemblages adjacents. L'instrumentation disposée à l'intérieur et à l'extérieur du cœur contrôle le comportement neutronique, thermo-hydraulique et mécanique du réacteur et fournit des signaux d'entrée aux fonctions de contrôle automatique.

4. DONNEES PRINCIPALES

Les principaux paramètres neutroniques, thermo-hydrauliques et mécaniques de conception du réacteur sont présentés dans le **tableau 4.1 TAB 1**.

5. METHODES ET OUTILS DE CONCEPTION

Les techniques analytiques utilisées dans la conception du cœur sont présentées dans le **tableau 4.1 TAB 2**.

4.1 TAB 1 : PARAMETRES DE CONCEPTION DU REACTEUR¹

A – Paramètres thermiques et hydrauliques	
1 – Puissance active du cœur (100%) (MWth)	4500
2 – Nombre de boucles	4
3 – Chaleur générée dans le combustible (%)	97,4
4 – Pression nominale du circuit (bar)	155
5 – Corrélation d'échauffement critique	Corrélation FC-CHF ²
6 – RFTC minimum dans des conditions normales de fonctionnement ($F\Delta H = 1,61 - \cos 1,45$)	2,6
7 – RFTC initial minimum pour les analyses de transitoires de l'avant-projet	(Voir 15)
B – Débit primaire	
8 – Débit thermo-hydraulique / boucle (m ³ /h)	27180
9 – Débit de contournement du cœur (%)	5,50
10 – Surface de passage dans le cœur pour le transfert de chaleur (m ²)	5,9
11 – Vitesse moyenne le long des crayons combustibles (m/s)	5
12 – Débit massique moyen dans le cœur (g/cm ² .s)	356

¹ Les dimensions sont données à froid (20 °C)

² Flux thermique critique

4.1 TAB 1 : PARAMETRES DE CONCEPTION DU REACTEUR (SUITE)

<u>C – Température du réfrigérant</u>	
13 – Nominale à l'entrée (°C)	295,7
14 – Augmentation moyenne dans la cuve (°C)	34,2
15 – Augmentation moyenne dans le cœur (°C)	36,0
16 – Moyenne dans le cœur (°C)	313,7
17 – Moyenne dans la cuve (°C)	312,8
<u>D – Transfert de chaleur</u>	
18 – Surface d'échange thermique (m ²)	8005
19 – Flux thermique moyen dans le cœur (W/cm ²)	54,7
20 – Flux thermique maximal dans le cœur (fonctionnement nominal) (W/cm ²)	157,3
21 – Densité de puissance linéique moyenne (basée sur les dimensions à froid) (W/cm)	163,4
22 – Puissance linéique maximale dans des conditions normales de fonctionnement (W/cm)	470
23 – Consigne de protection vis-à-vis de la puissance linéique maximale (W/cm)	590
24 – Puissance linéique maximale pour la prévention de la fusion au centre de la pastille (W/cm)	> 590
25 – Densité de puissance à chaud (KW/litre de cœur)	94.6

4.1 TAB 1 : PARAMETRES DE CONCEPTION DU REACTEUR (SUITE)

E – <u>Pertes de pression dans la cuve et le cœur</u>	
26 – Cuve du réacteur (bar)	1,66
27 – Cœur (bar)	2,55
F – <u>Assemblages combustibles</u> (les dimensions sont données à froid (20 °C))	
28 – Réseau de crayons	17 x 17
29 – Nombre d'assemblages combustibles	241
30 – Crayons combustibles par assemblage	265
31 – Pas entre assemblages combustibles (cm)	21,504
32 – Longueur de l'assemblage combustible sans les ressorts de maintien (cm)	480
33 – Pas du réseau (cm)	1,26
34 – Largeur hors-tout de l'assemblage (cm)	21,4 x 21,4
35 – Poids de combustible par assemblage (kg)	598 UO ₂ , 527,5 U
36 – Nombre de grilles par assemblage	10
37 – Composition des grilles	Zircalloy & Inconel
38 – Nombre de tubes-guides par assemblage	24
39 – Nombre de tubes d'instrumentation par assemblage	0



4.1 TAB 1 : PARAMETRES DE CONCEPTION DU REACTEUR (SUITE)

G – <u>Crayons combustibles</u> (les dimensions sont données à froid (20°C))	
39 – Nombre	63865
40 – Diamètre extérieur (mm)	9,50
41 – Jeu diamétral (mm)	0,17
42 – Epaisseur de la gaine (mm)	0,57
43 – Matériau de la gaine	M5
H – <u>Pastilles</u> (les dimensions sont données à froid (20°C))	
44 – Matériau	UO ₂ ou MOX
45 – Densité de UO ₂ (% de la densité théorique)	95
46 – Densité de UO ₂ + PuO ₂ (% de la densité théorique)	94,5
47 – Diamètre (mm)	8,19

4.1 TAB 1 : PARAMETRES DE CONCEPTION DU REACTEUR (SUITE)

I – <u>Grappes de contrôle</u> (les dimensions sont données à froid (20°C))	
49 – Absorbant	
1) <u>Partie AIC (partie inférieure)</u>	
Composition (% massique) :	
Ag	80
In	15
Cd	5
Densité (g/cm ³)	10,17
Diamètre extérieur de l'absorbant (mm)	7,65
Longueur (mm)	1500
2) <u>Partie B4C (partie supérieure)</u>	
Composition : bore naturel (Pourcentage d'atomes de B10 19,9%)	
Densité (g/cm ³)	1,79
Diamètre de l'absorbant (mm)	7,47
Longueur (mm)	2610
50 – Gainage	
Diamètre extérieur (mm)	9,68
Diamètre intérieur (mm)	7,72
Epaisseur (mm)	0,98
Matériau	Acier inoxydable
51 – Nombre de grappes	89
52 – Nombre de crayons absorbants par grappe	24



4.1 TAB 1 : PARAMETRES DE CONCEPTION DU REACTEUR (SUITE)

J – <u>Cœur actif</u> (les dimensions sont données à froid (20°C))	
53 – Diamètre équivalent (mm)	3767
54 – Hauteur active moyenne de combustible dans le cœur (mm)	4200
55 – Rapport hauteur/diamètre	1,115
56 – Surface transversale totale (cm ²)	111 440
K – <u>Réflecteur radial lourd</u> (les dimensions sont données à froid (20°C))	
57 Epaisseur (mm)	Entre 77 et 297 (moyenne 194)
58– Composition (% volumique)	environ 95% acier, 5% eau

4.1 TAB 1 : PARAMETRES DE CONCEPTION DU REACTEUR (SUITE)

L – <u>Enrichissement du combustible</u>	
Pour les assemblages combustibles UO ₂ (% massique) :	
59 – Région 1 du cycle 1	2,1 %
60 – Région 2 du cycle 1	3,2 %
61 – Région 3 du cycle 1	4,2 %
62 – Assemblages neufs pour UO ₂ - INOUT - 18 mois	5,0 %
63 – Assemblages neufs pour UO ₂ - INOUT - 22 mois	5,0 %
Pour les assemblages combustibles MOX (% massique) ³ :	
64 – Enrichissement maximal en Pu fissile pour la zone 1	7,44 %
65 – Enrichissement moyen en Pu fissile pour la zone 2	6,44 %
66 – Enrichissement minimal en Pu fissile pour la zone 3	3,44 %
67 – Enrichissement moyen en Pu fissile	7,0 %
68 – Hypothèse d'enrichissement en UO ₂ dans le combustible MOX (% massique de ²³⁵ U)	0,2 %
M – <u>Vecteur de Pu pour les assemblages combustibles MOX</u>	
Provenant d'un combustible UO ₂ épuisé jusqu'à 60 GWj/t (% massique) :	
69 - ²³⁸ Pu	4,0
70 - ²³⁹ Pu	50,0
71 - ²⁴⁰ Pu	23,0
72 - ²⁴¹ Pu	12,0
73 - ²⁴² Pu	9,5
74 - ²⁴¹ Am	1,5

³ L'enrichissement en Pu fissile est défini ainsi $e = \frac{Pu^{239} + Pu^{241}}{(U + Pu + Am)}$



4.1 TAB 2 : TECHNIQUES ANALYTIQUES UTILISEES DANS LA CONCEPTION DU CŒUR

ANALYSE	TECHNIQUE	CODE INFORMATIQUE
<p>1 – <u>Conception neutronique</u></p> <ul style="list-style-type: none"> - Sections efficaces et constantes macroscopiques - Distributions de puissance, taux d'épuisement du combustible, concentration en bore critique, distributions de xénon, coefficients de réactivité, efficacités des grappes absorbantes <p>2 – <u>Etude thermo-hydraulique</u></p>	<p>Données macroscopiques</p> <p>3D, 2 groupes d'énergie, théorie de la diffusion-évolution</p> <p>Analyse par sous-canal des conditions locales du fluide (traitement effectué pour le cœur, l'assemblage et le canal chaud)</p>	<p>APOLLO</p> <p>SMART</p> <p>FLICA</p>

Ce sous-chapitre dresse la liste des exigences de sûreté relatives à la conception des assemblages combustibles. Les principales caractéristiques des assemblages combustibles et des grappes de contrôle qui ont servi de données d'entrée dans la phase actuelle de

conception de l'EPR sont regroupées au **tableau 4.3 TAB 1**. Elles illustrent la façon dont ces exigences de sûreté seront appliquées aux calculs.

0. EXIGENCES DE SURETE

0.1. FONCTIONS DE SURETE

Les fonctions de sûreté liées aux assemblages combustibles du cœur sont les suivantes :

- contrôle de la réactivité du cœur et maintien de la possibilité d'arrêt sûr en toutes circonstances,
- évacuation de la chaleur résiduelle en préservant une géométrie du cœur qui permette son refroidissement,
- confinement des matières radioactives, en particulier des produits de fission, à l'intérieur de la première barrière de confinement.

0.2. CRITERES FONCTIONNELS

La conception mécanique de l'assemblage combustible doit satisfaire les critères fonctionnels associés aux fonctions de sûreté décrites à la section ci-dessus. Ces critères sont respectés si la compatibilité est assurée entre :

- les assemblages combustibles,
- les assemblages combustibles et leurs éléments associés,
- les assemblages combustibles et les équipements internes du réacteur.

0.2.1. Contrôle de la réactivité du cœur

Les grappes de contrôle sont constituées de barres insérées dans les tubes-guides de l'assemblage combustible (**voir chapitre 4.2.2**). Dans les conditions normales de fonctionnement, elles permettent de contrôler la puissance du réacteur.

En conditions accidentelles, un temps de chute des grappes de contrôle compatible avec le respect des critères de sûreté.

Ce critère fonctionnel s'applique aux composants suivants de l'assemblage combustible :

Tubes-guides

Les tubes-guides doivent :

- permettre l'insertion des grappes de contrôle,
- stopper la chute des grappes de contrôle lors d'un arrêt d'urgence automatique du réacteur.

Grilles

Elles doivent permettre le positionnement latéral et le maintien des tube-guides, même en cas d'incident ou d'accident, de telle sorte que les grappes de contrôle puissent toujours y être librement insérées.

Embout inférieur de l'assemblage combustible

L'embout inférieur doit :

- permettre le positionnement des tube-guides,
- éviter l'éjection des crayons combustibles.

Embout supérieur de l'assemblage combustible

L'embout supérieur doit :

- éviter l'éjection des crayons combustibles,
- tout comme l'embout inférieur, permettre le positionnement des tube-guides.

0.2.2. Evacuation de la chaleur résiduelle

Le réfrigérant doit s'écouler à une vitesse suffisante pour extraire la

chaleur produite par le combustible.

A cette fin, la géométrie de l'enveloppe du cœur (distance entre les plaques inférieure et supérieure du cœur, pas entre assemblages) et des crayons combustibles (pas nominal, diamètre externe, hauteur nominale) devra être préservée.

Ce critère fonctionnel s'applique aux composants suivants de l'assemblage combustible :

Assemblage combustible

La préservation de la géométrie de l'assemblage combustible est assurée par :

- l'appui inférieur sur la plaque support de cœur,
- le maintien latéral au moyen de deux pions de centrage,
- un système de maintien à l'extrémité supérieure, s'appuyant sur la plaque supérieure du cœur pour empêcher la pression hydraulique de soulever l'assemblage.

La présence d'un baffle ajoute au maintien latéral et limite le débit de contournement.

Tubes-guides

En plus de leur rôle structurel, les tubes-guides doivent permettre le refroidissement des éléments associés.

Grilles

Les grilles doivent permettre :

- l'appui des crayons combustibles à la fois axialement et latéralement sur toute la durée de vie de l'assemblage. Le système de maintien des crayons combustibles s'adaptera à la dilatation différentielle entre les crayons et le squelette, due à la dilatation thermique différentielle et à l'allongement sous irradiation,
- le maintien du pas entre crayons combustibles pour préserver les performances neutroniques et thermo-hydrauliques du cœur. Dans des conditions d'incident et/ou d'accident, la géométrie du cœur devra se déformer aussi peu que possible de sorte que le refroidissement du cœur puisse se poursuivre,
- le mélange du réfrigérant en créant une turbulence (prévention du risque d'échauffement critique), ainsi que les échanges thermiques avec les crayons combustibles en minimisant la perte de charge.

Embout inférieur de l'assemblage combustible

L'embout inférieur permet :

- le positionnement latéral de l'assemblage combustible sur la plaque inférieure du cœur, conformément au pas entre assemblages,
- le positionnement des tubes guides,
- le support et le transfert des efforts de maintien,
- la distribution du fluide réfrigérant entrant dans le cœur,
- une irradiation limitée de la plaque inférieure du cœur,
- le support du dispositif anti-débris.

Embout supérieur de l'assemblage combustible

L'embout supérieur permet :

- le positionnement latéral de l'assemblage combustible sous la plaque supérieure du cœur, conformément au pas entre assemblages,
- le positionnement des tubes-guides,
- le support et le transfert des efforts de maintien,

- la distribution du fluide réfrigérant sortant du cœur vers la plaque supérieure tout en minimisant la perte de charge.

Système de maintien

Le système de maintien permet à l'assemblage combustible :

- de résister à la pression hydraulique,
- d'absorber les variations de hauteur relative.

Dans le premier cas, durant le fonctionnement du réacteur, l'assemblage doit rester en contact avec la plaque inférieure du cœur. Afin d'assurer cette fonction, le système de maintien et la masse de l'assemblage combustible doivent exercer une force de plaquage supérieure à la somme de la poussée d'Archimède correspondante et de la pression hydraulique produite par le fluide caloporteur.

Dans le second cas, le système de maintien doit absorber les variations entre la longueur de l'assemblage combustible et la distance entre les plaques inférieure et supérieure du cœur. Ces variations sont dues à :

- la dilatation thermique différentielle,
- l'allongement sous irradiation.

Liaisons

Les liaisons crayon/grille et tube-guide/grille garantissent :

- la continuité structurelle de l'assemblage combustible,
- la stabilité dimensionnelle de l'assemblage combustible.

La structure d'un assemblage combustible intègre plusieurs éléments. Le rôle des liaisons est de relier ces éléments pour que chacun puisse assurer ses fonctions de manière satisfaisante et sûre.

Le choix et la mise en œuvre des liaisons doivent respecter les exigences dimensionnelles pour l'assemblage, c'est-à-dire l'alignement des grilles et des embouts, les positions axiales des grilles et les positions radiales des tubes-guides.

0.2.3. Confinement des produits radioactifs

La première barrière de confinement, qui isole le fluide caloporteur primaire du combustible et des produits de fission, doit rester étanche.

Ce critère fonctionnel s'applique aux composants suivants de l'assemblage combustible :

Crayon combustible

La gaine des crayons combustibles doit conserver son intégrité pour maintenir le matériau fissile dans une configuration donnée afin de contenir les produits de fission générés dans les pastilles combustibles et d'éviter une contamination du fluide caloporteur par l'activation de produits de corrosion.

Ce critère fonctionnel doit être respecté pour les conditions de fonctionnement PCC 1 et 2 (transitoires liées au fonctionnement normal et perturbé de la tranche).

Pour les PCC 3 et 4 (incidents et accidents de référence), rien ne garantit que la gaine ne soit pas déformée, bien qu'une géométrie apte au refroidissement doive être maintenue. Dans ces conditions, le niveau d'activité est calculé de manière à vérifier que les limites de rejets autorisés soient respectées.

Grilles

Les grilles doivent faciliter les opérations de chargement du cœur et de manutention du combustible sans que la gaine des crayons combustibles soit altérée par accrochage, ce qui remettrait son intégrité en question.

Embout inférieur de l'assemblage combustible

L'embout inférieur doit faciliter les opérations de chargement du cœur et de manutention du combustible sans que la gaine des crayons combustibles soit altérée par accrochage, ce qui remettrait son intégrité en question.

Embout supérieur de l'assemblage combustible

L'embout supérieur doit faciliter les opérations de chargement du

cœur et de manutention du combustible sans que la gaine des crayons combustibles soit altérée par accrochage, ce qui remettrait son intégrité en question.

0.3. EXIGENCES DE CONCEPTION

0.3.1. Exigences issues du classement de sûreté

- Classements de sûreté
Aucun niveau de classification de sûreté n'est attribué aux assemblages combustibles.
- Critère de défaillance unique
Ne s'applique pas.
- Alimentation secourue
Ne s'applique pas.
- Qualification aux conditions de fonctionnement
Ne s'applique pas.
- Classements mécanique, électrique, contrôle-commande
Ne s'applique pas.
- Classement sismique
Bien qu'aucun niveau de classification de sûreté ne soit attribué à l'assemblage combustible, sa conception mécanique doit tenir compte des risques liés aux séismes.
- Contrôles périodiques
Ne s'applique pas (cependant, une surveillance en service détectera toute fuite dans un assemblage combustible).

0.3.2. Autres exigences réglementaires

Les fonctions de sûreté remplies par les assemblages combustibles nécessitent l'application de règles spécifiques de conception. Ces informations ne sont pas encore disponibles.

0.3.3. Agressions

Ne s'applique pas.

0.4. ESSAIS

0.4.1. Essais pré-opérationnels

Essais utilisant des maquettes et des prototypes

Le combustible a été et continue d'être testé à l'aide de maquettes et par le biais d'essais plus représentatifs des conditions normales de fonctionnement, afin de valider les codes informatiques et/ou vérifier le bon comportement mécanique des assemblages combustibles dans le réacteur.

Ces essais visent différents aspects, dont les effets de l'irradiation et la résistance mécanique.

Les résultats de ces essais permettront d'étendre leur application à la conception du combustible envisagé.

Essais de manutention

Des essais de manutention de combustible sont réalisés à l'aide d'assemblages postiches.

0.4.2. Inspection en service

La surveillance de l'étanchéité des assemblages combustibles est basée sur des mesures d'activité radiologique effectuées dans le fluide primaire pendant le fonctionnement du réacteur, qui devraient détecter toute rupture affectant le combustible et en permettre le suivi.

0.4.3. Essais périodiques

Ne s'applique pas.

1. DESCRIPTION DU COMBUSTIBLE

Chaque assemblage combustible est constitué de 265 crayons combustibles et 24 tubes-guides qui peuvent être utilisés soit pour insérer les crayons de grappes de contrôle, soit pour l'instrumentation du cœur. Il se présente sous la forme d'un réseau de 17 x 17 crayons (**voir 4.2 FIG 1**). Ses principales caractéristiques sont précisées dans le **tableau 4.3 TAB 1**.

Les canaux des tubes-guides servent à insérer les crayons de grappes de contrôle. Dans le concept actuel, les lances d'instrumentation utilisent les tubes-guides des assemblages combustibles non prévus pour y insérer des grappes de contrôle.

Les crayons combustibles sont maintenus par une structure composée des 24 tubes-guides, des embouts supérieur et inférieur et de 10 grilles régulièrement réparties sur la hauteur. Les crayons combustibles sont placés dans la structure de l'assemblage combustible de telle sorte qu'il existe un jeu entre les extrémités des crayons et les embouts supérieur et inférieur.

Chaque assemblage combustible est installé verticalement dans la cuve du réacteur et repose sur la plaque inférieure du cœur, qui est équipée d'un dispositif pour maintenir en place et orienter l'assemblage. Une fois tous les assemblages combustibles placés, la plaque supérieure est installée. Des pions de centrage, intégrés dans la plaque supérieure du cœur, engagent et maintiennent en place les extrémités supérieures des assemblages combustibles. La plaque supérieure du cœur descend ensuite vers le bas contre les ressorts de maintien situés sur l'embout supérieur de tous les assemblages combustibles pour maintenir ceux-ci en place.

Une confirmation visuelle de l'orientation des assemblages combustibles à l'intérieur du cœur est fournie par un numéro d'identification.

1.1. CRAYONS COMBUSTIBLES

Les crayons combustibles renferment des pastilles légèrement enrichies de dioxyde d'uranium avec ou sans poison consommable ou de MOX (uranium plus plutonium), contenues dans un tube fermé scellé hermétiquement à ses extrémités.

Les extrémités supérieure et inférieure sont pourvues d'un plénum dont la fonction est de contenir les gaz de fission.

Les pastilles combustibles sont maintenues en place par un ressort s'appuyant sur le sommet de l'empilement de pastilles.

Les extrémités de chaque pastille comprennent un évidement compensant la déformation différentielle entre le centre et la périphérie.

Le jeu entre les pastilles et la gaine, la pressurisation initiale et la densité des pastilles sont calculés de manière à minimiser les interactions entre les pastilles et la gaine.

1.2. STRUCTURE DE L'ASSEMBLAGE COMBUSTIBLE

La structure d'un assemblage combustible consiste en un embout inférieur, un embout supérieur, des tubes-guides et des grilles.

1.2.1. Embout inférieur

L'embout inférieur sert d'élément structurel inférieur de l'assemblage combustible et dirige le flux de réfrigérant vers l'assemblage. L'embout inférieur est constitué d'une plaque perforée supportée par quatre pieds avec des plaques d'appui. Ces pieds forment un plénum pour le flux d'entrée du réfrigérant dans l'assemblage combustible.

Le réfrigérant s'écoule de manière ascendante depuis le plénum de l'embout inférieur, par les orifices de la plaque, vers les canaux ménagés par l'espace entre crayons. Les orifices de la plaque sont situés en regard des canaux ménagés par l'espace entre crayons.

L'embout inférieur est équipé d'un dispositif anti-débris et d'un système de positionnement pour contrôler sa position sur la plaque inférieure du cœur.

1.2.2. Embout supérieur et système de maintien

L'embout supérieur constitue l'élément structurel supérieur de l'assemblage combustible; c'est un boîtier qui protège partiellement les grappes de contrôle et d'autres composants. Il est composé d'une plaque supérieure et d'une plaque adaptatrice réunies par un cadre de section carrée, et de ressorts de maintien installés sur la plaque supérieure. Il permet de faire tourner l'assemblage combustible de 90°, 180° ou -90° afin d'apporter une meilleure flexibilité en optimisant le plan de chargement.

La plaque adaptatrice carrée est pourvue d'orifices qui permettent l'écoulement ascendant du réfrigérant par l'embout supérieur. La plaque supérieure présente, en son centre, une importante ouverture carrée qui permet le passage des grappes de contrôle.

L'embout supérieur présente un marquage d'identification de l'assemblage combustible. Cette identification permet d'éviter un mauvais positionnement des éléments combustibles.

1.2.3. Grilles

Les crayons combustibles sont maintenus par 10 grilles réparties à intervalles réguliers sur leur longueur, et qui assurent un espacement latéral correct entre crayons.

Chaque crayon combustible est maintenu au droit de chaque grille par une combinaison de bossettes et de ressorts. La valeur de la force de contact exercée par la grille sur le crayon est suffisamment élevée pour minimiser l'usure causée par les vibrations, sans dépasser les contraintes maximales admissibles sur la gaine aux points de contact entre la grille et le crayon combustible. Les grilles permettent également une dilatation thermique axiale des crayons sans imposer un plaquage trop important qui entraînerait un flambage ou une déformation des crayons.

Deux types de grilles sont utilisés dans chaque assemblage combustible. Le premier type de grille possède des ailettes de mélange intégrées se prolongeant depuis les bords de fuite (supérieurs) dans le courant de réfrigérant. Ce type de grille (au nombre de 8) est employé dans la partie des assemblages ayant un flux thermique élevé, pour favoriser le mélange du réfrigérant. Le second type de grille (au nombre de 2), situé aux deux extrémités de l'assemblage, ne contient pas d'ailettes de mélange sur les plaquettes internes et sert uniquement à maintenir et positionner les crayons combustibles.

1.2.4. Tubes-guides

Les tubes-guides font partie des éléments de structure, et servent également de guide aux crayons absorbants des grappes de commande, aux crayons sources de neutrons ou aux dispositifs d'instrumentation. Chacun est constitué d'un tube en zircaloy. Dans sa partie supérieure, le diamètre du tube-guide est suffisant pour disposer d'un espace annulaire permettant une insertion rapide des barres de contrôle lors d'un arrêt d'urgence. La partie inférieure du tube-guide possède un diamètre interne plus petit qui réduit les jeux diamétraux et produit une action d'amortissement en fin de chute des barres de contrôle, lors de l'arrêt d'urgence.

2. DESCRIPTION DES GRAPPES DE CONTROLE

Les grappes de contrôle sont utilisées à des fins d'arrêt d'urgence et de contrôle pour compenser les variations rapides de réactivité.

Une grappe de contrôle comporte un groupe de crayons absorbants individuels fixés à leur extrémité supérieure à un pommeau commun, l'araignée.

A ce stade de la conception, les matériaux absorbants choisis pour les barres de contrôle sont l'AIC et le B4C, en tant qu'hypothèse pour réaliser les calculs neutroniques, mais les matériaux absorbants pourraient évoluer ultérieurement.

Les barreaux en AIC et les pastilles de B4C sont scellées dans des tubes en acier inoxydable. Le bouchon à l'extrémité inférieure des tubes est également en acier inoxydable. Les crayons absorbants sont solidement fixés à l'araignée.

La longueur totale est telle que lorsque la grappe est totalement extraite, les bouts des crayons absorbants restent engagés dans les tubes-guides, de telle sorte que l'alignement des crayons et des tubes est toujours conservé. Comme les crayons sont longs et fins, ils sont relativement libres de rattraper tout petit désalignement avec les tubes-guides.

3. EVALUATION DE LA CONCEPTION

Les assemblages combustibles, les crayons combustibles et les équipements de contrôle dans le cœur sont conçus pour satisfaire aux exigences de sûreté du **chapitre 4.2.0**.

3.1. GAINAGE

L'évaluation de la conception de la gaine des crayons combustibles comportera les points suivants :

- vibration et usure,
- pression interne des crayons combustibles et contraintes sur la gaine,
- matériaux et évaluation chimique,
- fretting,
- corrosion sous contrainte,
- cyclage et fatigue,
- arcure des crayons,
- conséquences d'un déséquilibre puissance – réfrigérant,
- stabilité de la gaine sous irradiation,
- affaissement par fluage et déformation diamétrale.

3.2. MATERIAU COMBUSTIBLE

L'évaluation de la conception du matériau combustible comportera les points suivants :

- stabilité dimensionnelle du combustible,
- potentiel d'interaction chimique,
- stabilité thermique,
- effets de l'irradiation.

3.3. PERFORMANCES DES CRAYONS COMBUSTIBLES

Les performances des crayons combustibles seront démontrées, en mettant l'accent sur les points suivants :

- températures des pastilles et de la gaine,
- interaction entre pastilles et gaine,
- densification des pastilles,
- effets de l'irradiation.

La démonstration des performances sera assurée par des modèles analytiques et/ou des données expérimentales issues de programmes d'essais ou de centrales en activité.

3.4. GRILLES DE MAINTIEN

Les niveaux de contrainte sur les éléments des assemblages combustibles doivent être limités par la conception des grilles.

3.5. ASSEMBLAGE COMBUSTIBLE

La capacité de l'assemblage combustible à supporter divers types de charges sera démontrée. Les charges à envisager seront :

- les charges appliquées par le système d'entrave du cœur,
- l'analyse des charges accidentelles,
- les charges appliquées lors de la manutention du combustible.

3.6. SYSTEMES DE CONTROLE DE LA RÉACTIVITÉ

L'évaluation de conception des systèmes de contrôle de la réactivité (grappes de contrôle) abordera les points suivants :

- pression interne et contraintes sur le gainage dans des conditions normales, transitoires et accidentelles,
- stabilité thermique du matériau absorbant, notamment changements de phase et dilatation thermique,
- stabilité sous irradiation du matériau absorbant,
- potentiel d'interaction chimique.

4. PROGRAMME D'ESSAIS ET DE CONTROLE

En général, les opérations de fabrication et de contrôle sont effectuées en accord avec le fournisseur des assemblages combustibles, et conformément aux règles du RCC-M (**voir chapitre 1.6**).

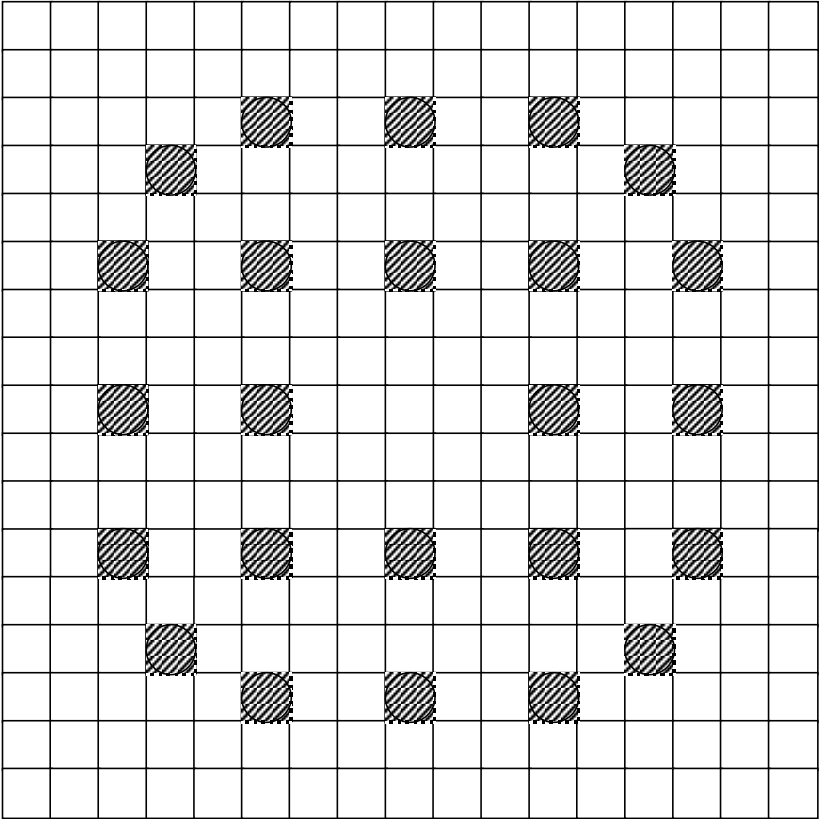
Le fournisseur des assemblages combustibles, ainsi que ses sous-traitants, doivent développer un programme d'assurance qualité visant à étayer et surveiller les activités liées à la conception, l'étude et la fabrication des assemblages combustibles et de leurs éléments associés.

Ce programme doit couvrir toutes les activités pouvant affecter la qualité du produit, depuis la conception, le développement, l'approvisionnement, la manutention des matériaux, jusqu'à la fabrication, les essais, les contrôles, le stockage et le transport.

Les contrôles sont effectués de manière exhaustive (éléments structuraux importants tels que assemblages ou crayons) ou sur la base d'un contrôle qualité statistique. Le principe régissant ce dernier est que, sauf indications contraires, les contrôles garantissent à un niveau de confiance de 95% qu'au moins 95% de la fabrication est conforme aux spécifications (95 x 95).

Ce niveau de confiance est basé sur l'expérience acquise lors de précédentes fabrications de cœurs et sur des résultats en fonctionnement. La distribution statistique des principaux paramètres est déterminée pendant la fabrication et comparée à la distribution de conception.

4.2 FIG 1 : DESCRIPTION RADIALE D'UN ASSEMBLAGE COMBUSTIBLE



 CRAYON COMBUSTIBLE

 TUBE-GUIDE

0. EXIGENCES DE SURETE

0.1. FONCTIONS DE SURETE

Les fonctions de sûreté assurées par la conception neutronique du cœur sont :

- le contrôle de la réactivité du cœur pour permettre l'arrêt de la réaction en chaîne en toutes circonstances et l'arrêt du réacteur dans un état sûr,
- l'évacuation de la chaleur produite dans le combustible, par l'intermédiaire du fluide de refroidissement,
- le confinement des substances radioactives (actinides et produits de fission) à l'intérieur de la première barrière de confinement.

La conception neutronique doit garantir le respect de ces fonctions de sûreté pour toutes les conditions de fonctionnement de référence (PCC 1 à 4) et contribuer à leur respect dans les conditions correspondant aux catégories de réduction du risque (RRC-A et RRC-B).

0.2. CRITERES FONCTIONNELS

0.2.1. Contrôle de la réactivité du cœur

La réactivité du cœur doit être contrôlée dans toutes les conditions de fonctionnement normales, du démarrage du réacteur jusqu'à son arrêt, par deux moyens fonctionnellement différents.

L'un consiste à utiliser les grappes de contrôle, l'autre à faire varier la concentration en bore soluble dans le fluide de refroidissement.

Lorsque le cœur est critique à n'importe quel niveau de puissance, les contre-réactions neutroniques sont telles que le réacteur est intrinsèquement stable en cas d'excursion de puissance.

0.2.2. Évacuation de la chaleur produite dans le combustible

A n'importe quel endroit du cœur, la chaleur produite devra être limitée pour que :

- son évacuation puisse être garantie dans des conditions de fonctionnement normales et incidentelles en maintenant un

transfert thermique efficace entre le crayon de combustible et le réfrigérant,

- elle ne provoque pas de dégradation de la structure géométrique du cœur en cas d'accident,
- elle reste dans des limites compatibles avec la conception mécanique de l'assemblage combustible.

0.2.3. Confinement des produits radioactifs

Pour garantir le confinement, les conditions thermo-mécaniques imposées à la gaine du combustible doivent être telles que son intégrité soit assurée, en conditions de fonctionnement normales ou incidentelles.

0.3. EXIGENCES DE CONCEPTION

La conception neutronique n'est pas soumise à des exigences de conception spécifiques. Cependant, les fonctions de sûreté qu'elle assure nécessitent l'application d'un programme d'assurance qualité dont l'objectif est de documenter et de contrôler les activités associées.

0.4. TESTS

0.4.1. Tests pré-opérationnels

La conformité du cœur par rapport aux études de conception sera vérifiée par des essais physiques en début de cycle.

0.4.2. Inspection en service

La conformité du cœur par rapport aux études de conception sera vérifiée pendant la totalité du cycle en surveillant la concentration en bore et en réalisant des cartes de flux du cœur à intervalles réguliers.

0.4.3. Tests périodiques

Non applicable.

1. BASES DE CONCEPTION

Ce chapitre décrit les bases de conception ainsi que les exigences fonctionnelles utilisées pour la conception neutronique du système de contrôle du combustible et de la réactivité.

Les variations de réactivité sont présentées en pcm : réactivité en $\text{pcm} = 10^5 \Delta\rho$, où $\Delta\rho$ est calculé à partir de deux valeurs de Keff selon :

$$\Delta\rho = \frac{1}{K1} - \frac{1}{K2}$$

où

- K1 = Keff de l'état initial
- K2 = Keff de l'état final

Comme cela est précisé au **chapitre 4.3.0.1**, les fonctions de sûreté doivent être remplies dans toutes les conditions de fonctionnement de la centrale. Les conditions de fonctionnement de référence (PCC) sont classées en quatre catégories, selon la fréquence estimée de leur apparition (**voir chapitre 15.0**).

Les critères de sûreté sont les critères qui doivent être respectés dans l'analyse de sûreté. Ils sont définis en termes de limites radiologiques.

En plus de ces critères de sûreté, il est commode, pour des raisons pratiques, d'introduire certains critères de découplage qui doivent être appliqués aux calculs thermo-hydrauliques et neutroniques. Ainsi, on peut découpler et réaliser séparément les calculs thermo-

hydrauliques et neutroniques d'une part et les calculs radiologiques d'autre part. Les critères de découplage sont définis de façon que leur respect implique le respect des critères de sûreté, c'est-à-dire des limites radiologiques.

Les limites sur la distribution de puissance imposées par les critères de sûreté en PCC 1 sont respectées grâce à un dimensionnement conservatif, et préservées grâce à des actions du système de contrôle. Les exigences relatives aux PCC 2 sont satisfaites grâce à un système de protection adéquat qui surveille différents paramètres du réacteur.

1.1. EPUISEMENT DU COMBUSTIBLE

Base

Le dimensionnement neutronique consiste à définir un combustible suffisamment réactif pour obtenir le taux d'épuisement visé pour la région déchargée.

Discussion

Le taux d'épuisement est une mesure de l'épuisement du combustible qui représente la production d'énergie intégrée du combustible et constitue un moyen pratique pour définir des critères d'irradiation pour le combustible.

La durée de cycle ou le taux d'épuisement de décharge prévisionnels sont obtenus en prévoyant au départ un excédent de réactivité suffisant dans chaque zone de combustible et en définissant à chaque

cycle un plan de chargement du combustible (semblable à celui décrit au chapitre 4.3.2) qui remplisse tous les critères liés à la sûreté.

L'excédent de réactivité initial du combustible, bien que n'étant pas une base de conception, doit être suffisamment élevé pour maintenir le cœur critique à pleine puissance tout au long du cycle, avec le xénon et le samarium d'équilibre et avec la présence de tous les autres produits de fission. La fin de vie du cycle est définie comme se produisant lorsque la concentration de poison chimique est proche de zéro, avec des grappes de contrôle insérées suffisamment pour répondre aux besoins opérationnels. En terme de concentration en bore soluble, cela représente approximativement 10 ppm, toutes grappes extraites.

Il n'est pas nécessaire de limiter l'excédent de réactivité initial autrement que vis-à-vis d'autres bases de conception comme les coefficients de réactivité du cœur et la marge d'arrêt, dont il est question ci-dessous.

1.2. COEFFICIENTS DE REACTIVITE

Base

Le coefficient de température du combustible doit être négatif et le coefficient de température du modérateur doit rester en principe négatif, depuis les conditions de puissance nulle à chaud jusqu'aux conditions de fonctionnement nominal toutes grappes de contrôle extraites du cœur. Le coefficient de vide du fluide de refroidissement doit être négatif dans tous les cas. Cependant, certains types de gestion du combustible pourraient entraîner de fortes concentrations de bore en début de vie du cœur et donner par conséquent un coefficient de température du modérateur positif.

Discussion

Si on considère le cas de la compensation d'une augmentation rapide de réactivité, deux principaux effets interviennent. Il s'agit de l'effet de l'absorption résonnante (effet Doppler) associée aux changements de température du combustible, et de l'effet de réactivité (variations du spectre et de l'absorption du bore) résultant des changements de densité du modérateur. Ces caractéristiques physiques élémentaires sont souvent identifiées par des coefficients de réactivité. L'utilisation d'uranium légèrement enrichi garantit le fait que le coefficient Doppler soit négatif. Ce coefficient donne la contre-réaction de réactivité la plus rapide. Le cœur est également conçu pour avoir en principe un coefficient de réactivité de température du modérateur négatif, depuis les conditions de puissance nulle à chaud jusqu'aux conditions de fonctionnement nominal, de façon que la température moyenne du réfrigérant ou le taux de vide produise un autre effet de contre-réaction de réactivité, plus lent.

Il est possible d'obtenir un coefficient de température du modérateur négatif en utilisant un poison consommable fixe et/ou des grappes de contrôle pour limiter la concentration de bore soluble. Le contenu de ce poison consommable (en termes de quantité et de répartition) n'est pas défini comme élément de dimensionnement au-delà du fait qu'il est lié à l'obtention d'un coefficient de température du modérateur non positif.

Les différents types de gestion du combustible présentés dans ce document ont été établis sur la base d'un coefficient de température du modérateur négatif, à une puissance nulle à chaud et toutes les grappes de contrôle extraites du cœur.

1.3. CONTROLE DE LA DISTRIBUTION DE PUISSANCE

Base

Les bases de la conception neutronique sont les suivantes, avec un niveau de confiance d'au moins 95% :

- La densité de puissance linéique du combustible au point chaud ne doit pas être supérieure à la limite indiquée dans des conditions de fonctionnement normales.
- Dans des conditions anormales, y compris en cas de surpuissance maximale, le pic de puissance du combustible ne doit pas provoquer la fusion.

c) Pour des événements PCC 1 et 2, y compris en cas de surpuissance maximale, le combustible ne subira pas une distribution de puissance ne respectant pas le critère de bas RFTC (bas Rapport de Flux Thermique Critique pour la crise d'ébullition).

d) La gestion du combustible sera faite de manière à satisfaire les hypothèses avancées dans l'analyse de l'intégrité mécanique des crayons de combustible vis à vis des puissances et épuisements de crayon combustible.

Discussion

Le calcul des distributions de puissance extrêmes qui peuvent affecter les limites définies pour la conception du combustible est effectué grâce à des méthodes éprouvées. Les conditions dans lesquelles les distributions de puissance limitatives sont supposées apparaître sont choisies de manière conservative par rapport aux états de fonctionnement admissibles.

Bien qu'il y ait un bon accord entre les calculs de pic de puissance et les mesures, une incertitude nucléaire (**voir chapitre 4.3.3.1**) est appliquée au calcul du pic de puissance local. Cette incertitude sert à la fois à l'analyse des états de fonctionnement normaux et des transitoires prévus.

1.4. TAUX MAXIMUM D'INSERTION DE REACTIVITE

Base

Le taux maximum d'insertion de réactivité dû au retrait des grappes de commande en puissance ou à la dilution du bore est limité. Pour un fonctionnement normal en puissance, la variation maximale de réactivité en cas de retrait accidentel des groupes de grappes de commande est définie de façon que le pic de puissance thermique et le RFTC (Rapport de Flux Thermique Critique) ne dépassent pas les limites fixées en cas de surpuissance.

Discussion

L'augmentation de réactivité due au retrait accidentel d'une ou plusieurs grappes de contrôle est limitée par la vitesse maximale de la grappe (ou par sa course) et par l'efficacité de la (ou des) grappe(s). La vitesse maximale d'une grappe de contrôle est telle que le taux maximum de variation de la réactivité, lors d'un retrait accidentel des grappes, est inférieur à sa limite. Pendant le fonctionnement normal en puissance, la variation maximum de réactivité est inférieure à la valeur de variation maximum de conception.

Les taux de variation de la réactivité sont calculés de manière conservative, en supposant que l'on ait des distributions axiales de puissance et de xénon défavorables.

Le taux d'insertion de réactivité correspondant à la décroissance du xénon au pic est bien inférieur au taux maximum d'augmentation de la réactivité dans le cadre d'un fonctionnement normal.

1.5. MARGES D'ARRET

Base

Une marge d'arrêt suffisante et une certaine sous-criticité sont requises dans les conditions de fonctionnement en puissance et dans les conditions d'arrêt, respectivement.

Discussion

Deux systèmes indépendants de contrôle de la réactivité sont mis en place, à savoir les grappes de contrôle et le bore soluble dans le fluide de refroidissement.

Le système des grappes de contrôle peut compenser les effets en réactivité dus à des changements de température du combustible et de l'eau qui accompagnent les changements de niveau de puissance lors du passage de pleine puissance à puissance nulle. De plus, le système des grappes de contrôle procure une marge d'arrêt minimum en cas d'accident, et il est capable d'assurer la sous-criticité du cœur suffisamment rapidement pour éviter le dépassement des limites acceptables d'endommagement du combustible, en supposant que la grappe de contrôle la plus efficace reste coincée hors du cœur lors de l'arrêt automatique du réacteur.

Les systèmes de borication peuvent compenser toutes les variations de concentration du xénon et variations de densité entraînant des changements de réactivité, et ils doivent permettre au réacteur d'aller vers l'arrêt à froid et de l'y maintenir. Ainsi, une marge d'arrêt suffisante est obtenue par ces deux moyens de contrôle, l'un étant un système mécanique et l'autre un système de poison chimique.

1.6. SOUS CRITICITE

Base

Lorsque les assemblages combustible sont dans la cuve du réacteur et que le couvercle de la cuve est ouvert ou va être retiré, le cœur doit pouvoir conserver une sous-criticité suffisante pour garantir la sûreté du réacteur en cas d'apparition d'un transitoire accidentel dans ces conditions. Les transitoires accidentels envisagés concernent la dilution du bore, le retrait de toutes les grappes de contrôle et le mauvais positionnement d'un seul assemblage.

Discussion

La concentration en bore requise pour satisfaire les critères d'arrêt pour rechargement du combustible est spécifiée.

1.7. STABILITE

Base

La centrale doit être intrinsèquement stable vis-à-vis des oscillations de puissance en mode fondamental. Les oscillations spatiales de puissance à l'intérieur du cœur à niveau de puissance constant, s'il devait s'en produire, doivent être détectées et éradiquées facilement et de manière sûre.

Discussion

Les oscillations de puissance totale du cœur, quelle qu'en soit la cause, sont facilement détectées par les dispositifs de limitation et de protection. Le cœur est protégé par ces dispositifs avec des actions progressives (réduction de puissance) et au bout du compte, un arrêt automatique du réacteur se produirait si la puissance augmentait de manière inacceptable, afin de préserver les marges initialement prévues par rapport aux limites fixées pour le combustible. La stabilité de l'ensemble turbine/générateur de vapeur/cœur et du système de contrôle du réacteur est telle que les oscillations de puissance totale du cœur ne sont normalement pas possibles. La redondance des circuits de protection garantit que la probabilité de dépassement des niveaux de puissance prévus lors de la conception de la centrale est extrêmement faible.

Le cœur est conçu de façon que les oscillations radiales et azimutales dues aux effets spatiaux du xénon s'amortissent d'elles-mêmes et qu'aucune intervention de la part d'un opérateur ni aucune action de contrôle ne soient nécessaires pour les supprimer. La stabilité par rapport aux oscillations radiales est telle que cette excitation est fortement improbable. Des oscillations azimutales amorties peuvent être excitées, entre autres, par le déplacement individuel d'une grappe de contrôle, ce qui n'est pas une action autorisée. Ces oscillations sont facilement observables et on est averti rapidement de leur présence par l'instrumentation incore. Dans tous les cœurs proposés à l'heure actuelle, ces oscillations dans un plan horizontal s'amortissent elles-mêmes grâce aux effets de contre-réaction de réactivité inhérents à la conception du cœur.

Cependant, des oscillations axiales de puissance dues au xénon peuvent se produire pendant la vie du cœur. Les grappes de contrôle sont là pour contrôler les distributions de puissance axiale. La garantie que les limites prévues au départ pour le combustible ne sont pas dépassées est apportée par le dispositif de protection.

2. DESCRIPTION D'ENSEMBLE DU CŒUR

Tout d'abord, il faut souligner que les différents types de gestion du combustible présentés ci-dessous ont été définis comme des alternatives destinées à permettre les études de conception de manière enveloppe. Ont été considérés des cycles de 18 et 22 mois, avec pour type de gestion IN/OUT, et deux types de combustible (uranium ou MOX), pour donner une plus grande flexibilité. Ceci conduit à l'établissement d'une série de données pénalisantes pour dimensionner le réacteur, et pour réaliser les études relatives à la sûreté. Cette façon de faire permet de couvrir tout autre type particulier de gestion du combustible, pourvu que l'on vérifie que ses paramètres-clés sont compatibles avec ceux déterminés pour la conception générale.

Le cœur du réacteur est constitué d'un certain nombre de crayons combustibles regroupés en faisceaux par des grilles de maintien et des embouts supérieurs et inférieurs. Les crayons combustibles contiennent des pastilles d'oxyde d'uranium ou de MOX (uranium plus plutonium) empilées dans un tube de gainage obturé et soudé de manière étanche pour encapsuler le combustible. Les faisceaux, appelés assemblages combustibles, sont disposés selon un schéma qui se rapproche d'un ortho-cylindre.

Chaque assemblage combustible est formé d'un réseau 17 x 17, composé de 265 crayons de combustible et de 24 tubes guides.

Dans les assemblages sans gadolinium, tous les crayons combustibles ont le même enrichissement en uranium, radialement et axialement. Dans les assemblages uranium avec gadolinium, les crayons gadoliniés n'ont pas le même enrichissement en U235 que les crayons sans gadolinium. A ce stade du projet, on suppose que les crayons de combustible d'un assemblage MOX ont un enrichissement en uranium et en plutonium homogène axialement. Dans l'exemple donné, les crayons MOX sont répartis radialement en trois zones d'enrichissements différents de façon à minimiser les pics de puissance à l'interface UO2/MOX, provoqués par la proximité d'un assemblage combustible à l'uranium. Le combustible MOX est constitué d'un support d'uranium appauvri et de plusieurs isotopes de plutonium.

Des assemblages d'enrichissements différents en uranium sont

utilisés dans le chargement initial du premier cœur pour créer une distribution radiale de puissance favorable. Dans la partie centrale du cœur, deux zones constituées avec les assemblages de deux enrichissements les plus faibles s'interpénètrent de manière à former un motif en damier. La troisième zone est organisée autour, en périphérie du cœur, et contient les assemblages d'enrichissement le plus élevé.

Le schéma de repositionnement, la position initiale et la position finale des assemblages combustible, le nombre d'assemblages de combustible neuf et la façon dont ils sont placés dépendent des besoins en énergie pour le cycle suivant ainsi que des historiques d'épuisement et de puissance des cycles précédents. L'enrichissement des assemblages de combustible neuf pour les cycles suivants dépend du type de gestion du combustible. Ce sont des enrichissements forts qui sont utilisés, ce qui permet d'augmenter l'épuisement. Des enrichissements allant jusqu'à 5% en masse sont utilisés pour le combustible uranium, ce qui correspond à l'enrichissement maximum pour lequel un assemblage de combustible de ce type reste sous-critique (Keff inférieur à 0,95) lorsqu'il est placé isolément dans de l'eau pure. Pour le combustible MOX, l'enrichissement maximum en Pu fissile dans un crayon de combustible est limité pour des raisons de contraintes de fabrication à 7,44 % en masse. Pour conserver un coefficient de vide négatif, cet enrichissement en Pu fissile est limité à 7% en masse en moyenne dans chaque assemblage MOX.

L'enrichissement moyen du cœur est déterminé par la quantité de matériaux fissiles nécessaires à l'obtention de la longueur de cycle et de la quantité d'énergie désirés. Les phénomènes physiques accompagnant le processus d'épuisement du combustible sont tels que le fonctionnement du réacteur conduit à appauvrir la quantité de combustible disponible en raison de l'absorption des neutrons par les atomes fissiles et de leur fission, qui en découle. La vitesse d'épuisement en atomes fissiles est directement proportionnelle au niveau de puissance auquel le réacteur fonctionne.

De plus, le processus de fission conduit à la formation de produits de fission, dont certains absorbent facilement les neutrons. Ces effets,

appauvrissement et accumulation des produits de fission, sont en partie compensés par l'accumulation de plutonium qui survient en raison de l'absorption sans fission des neutrons dans l'U-238. Par conséquent, au début de chaque cycle, une réserve de réactivité doit être «constituée» dans le réacteur, pour compenser l'appauvrissement du combustible fissile et la formation de produits de fission sur la durée du cycle. Cet excédent de réactivité est contrôlé par l'utilisation d'un matériau absorbeur de neutrons sous la forme de bore dissous dans le fluide primaire, et sous la forme de poisons consommables.

Les poisons consommables, mélangés au matériau du combustible lui-même, sont utilisés pour éviter une augmentation trop importante de la concentration du bore soluble et par voie de

conséquence du coefficient modérateur en début de vie. Durant le fonctionnement, le poison que contiennent ces crayons s'épuise, apportant ainsi une contribution positive à la réactivité, qui compense en partie la baisse de réactivité provenant de l'appauvrissement du combustible et de l'accumulation des produits de fission. La vitesse d'épuisement du poison consommable n'est pas un paramètre critique, dans la mesure où le poison chimique est toujours disponible et suffisamment souple pour couvrir tout écart éventuel sur la vitesse d'épuisement du poison consommable par rapport à celle qui était attendue.

En plus du contrôle de la réactivité, le poison consommable permet d'obtenir une distribution radiale de puissance favorable, par optimisation de sa répartition.

3. DISTRIBUTIONS DE PUISSANCE

La démonstration de sûreté repose dans une certaine mesure sur les distributions de puissance qui ont été calculées. En ce qui concerne la qualification des outils utilisés dans ce but, l'exactitude des calculs de distribution de puissance est confirmée par les cartes de flux réalisées dans les centrales nucléaires existantes.

3.1. DEFINITIONS

Les distributions de puissance sont caractérisées par des facteurs de point chaud. Ces facteurs correspondent à une mesure du pic de puissance des pastilles dans le cœur du réacteur et de l'énergie totale produite dans un canal de refroidissement, et ils sont exprimés en termes de quantités relatives à la conception nucléaire ou thermique.

Les facteurs employés pour caractériser les distributions de puissance dans ce chapitre sont définis de la façon suivante, selon les définitions françaises des paramètres :

- $F_{xy}(z)$ est le facteur de pic radial de point chaud dans le plan de cote z , défini comme le rapport de la puissance linéique maximale à la puissance linéique moyenne dans ce plan,
- $P(z)$ est la distribution axiale de la puissance relative moyenne, définie comme le rapport de la puissance linéique moyenne dans le plan de cote z à la puissance linéique moyenne des crayons dans tout le cœur,
- $Q(z)$ est la puissance linéique relative maximale à la cote z , définie comme la densité de puissance linéique locale maximale des crayons de combustible à la cote z divisée par la densité de puissance linéique moyenne :
- $Q(z) = F_{xy}(z) \times P(z)$
 - F_Q est le facteur de point chaud, défini comme la densité de puissance linéique locale maximale divisée par la densité de puissance linéique moyenne :
 - $F_Q = \text{Max } Q(z)$, sans incertitudes ni pénalités.
- Les incertitudes et pénalités suivantes sont appliquées aux valeurs de conception du F_Q :
- F_Q^E = facteur d'incertitude technologique de point chaud, est la provision sur le flux de chaleur requise pour accommoder les tolérances de fabrication. Ce facteur technologique permet de tenir compte des dispersions de fabrication en ce qui concerne l'enrichissement, la densité et le diamètre des pastilles, la surface du crayon combustible et l'excentricité du jeu pastille-gaine.
- F_U^N = facteur nucléaire d'incertitude, prenant en compte les incertitudes liées au calcul des distributions de puissance,
- F_{xe} = pénalité permettant de prendre en compte les oscillations azimutales et radiales du xénon,
- F_I = facteur d'incertitude totale prenant en compte tous les facteurs mentionnés ci-dessus.

Le facteur de pic défini pour le dimensionnement et comprenant les incertitudes et les pénalités, est le suivant :

$$F_Q^D = F_Q \cdot F_I$$

$F_{\Delta H}^N$, le facteur de pic d'élévation d'enthalpie nucléaire est défini comme le rapport entre l'intégrale de la puissance linéique du crayon ayant la puissance intégrée la plus élevée, et la puissance moyenne produite par crayon dans le cœur. (**voir chapitre 4.4.4.2**).

Les tolérances de fabrication, la distribution de puissance du canal chaud et la distribution de puissance des canaux qui l'environnent sont traitées explicitement dans le calcul du RFTC décrit dans le sous-chapitre relatif au dimensionnement thermo-hydraulique. (**voir chapitre 4.4**).

3.2. DISTRIBUTION RADIALE DE PUISSANCE

La forme de la distribution de puissance dans les plans horizontaux du cœur est fonction :

- du plan de chargement des assemblages combustible,
- de l'endroit où se trouvent les crayons empoisonnés,
- de la position des grappes de contrôle,
- du taux d'épuisement du combustible,
- du niveau de puissance et des effets de densité du modérateur,
- de la concentration et de la répartition du xénon et du samarium.

En revanche, les effets dus à la distribution non uniforme du débit de réfrigérant primaire sont négligeables.

La puissance du canal chaud du cœur résulte de la superposition de la distribution macroscopique de la puissance dans le cœur et de la distribution par crayon dans l'assemblage.

Comme la position du canal chaud varie au cours du temps, une seule distribution radiale de puissance est choisie comme référence pour les calculs de RFTC en conception. Cette distribution de puissance de référence est choisie de manière conservatrice en concentrant la puissance dans une zone du cœur, de façon à minimiser les gains dus à la redistribution de l'écoulement. Les puissances des assemblages sont normalisées par rapport à la puissance moyenne du cœur.

Comme la distribution fine de puissance autour du canal chaud varie avec le temps, on prend, de manière conservatrice dans l'analyse de RFTC, une distribution de puissance radiale plate dans l'assemblage (**voir chapitre 4.4**), en imposant artificiellement au crayon de puissance intégrée maximale la valeur de $F_{\Delta H}^N$, définie pour le dimensionnement. On s'intéresse, pour la conception nucléaire, à tous les cycles du combustible et à toutes les conditions de fonctionnement pour garantir qu'une distribution plus plate de puissance ne se produise pas avec les valeurs limites de $F_{\Delta H}^N$.

3.3. DISTRIBUTION AXIALE OU DISTRIBUTION DE PUISSANCE 3D

La forme de la distribution axiale de puissance dépend principalement :

- de la position des grappes de contrôle,
- du niveau de puissance,
- de la distribution axiale du xénon,
- des effets de contre-réactions dues aux effets Doppler et de densité du modérateur,
- du taux d'épuisement du combustible,
- de la conception axiale de l'assemblage combustible (pour l'optimisation de la distribution axiale de puissance).

Des signaux sont produits grâce à l'instrumentation incore et excore. Ces signaux servent à contrôler le cœur en fonctionnement normal pour déterminer la distribution axiale moyenne de puissance du cœur, qui est caractérisée par l'axial offset ou par le déséquilibre axial ΔI :

$$\text{Axial Offset} = \text{AO} = \frac{P_H - P_B}{P_H + P_B}$$

Avec P_H et P_B : fraction de puissance produite par la moitié supérieure (resp. inférieure) du cœur.

$$\Delta I = \frac{P_H - P_B}{(P_H + P_B)_{\text{nominal}}} = \text{AO} * \text{Pr}$$

Avec Pr : niveau de puissance relatif par comparaison avec le niveau de puissance nominal.

3.4. DISTRIBUTIONS DE PUISSANCE LIMITATIVES

La gestion du combustible et l'emplacement des grappes de contrôle sont choisis de manière à limiter les perturbations de la distribution radiale de puissance pendant le fonctionnement normal.

L'efficacité et l'insertion des grappes de contrôle sont choisies de manière à limiter la perturbation de la distribution axiale de puissance.

Afin de limiter les oscillations axiales de puissance dues au xénon, la distribution axiale de puissance est contrôlée en maintenant l'axial offset dans une plage de fonctionnement autorisé autour d'une valeur cible. Ceci minimise les effets transitoires du xénon sur la forme axiale de puissance puisque la distribution du xénon reste en phase avec la distribution de la puissance.

La distribution de puissance la plus pénalisante, c'est-à-dire la plus limitative qui puisse arriver au cours du fonctionnement normal (PCC 1), doit être considérée comme état initial pour les événements PCC 2 à 4. Ces distributions de puissance limitatives sont établies de manière pessimiste. Néanmoins, elles tiennent compte de la surveillance sur la densité de puissance linéique maximale $Q(z)$ et sur le RFTC, en respectant les valeurs limites sur ces paramètres. L'instrumentation et les fonctions de contrôle sont mises en place pour garantir que ces limites sont bien respectées.

3.5. VERIFICATION EXPERIMENTALE

Surveillance en ligne et systèmes de protection

Les informations concernant l'instrumentation de surveillance du cœur sont résumées dans le sous-chapitre relatif à la conception thermo-hydraulique (**voir chapitre 4.4.6**). L'instrumentation incore et excore permet de contrôler correctement les distributions de puissance nécessaires à la surveillance en ligne et aux systèmes de protection. Les descriptions des systèmes de surveillance en ligne et de protection se trouvent dans le chapitre qui leur est dédié.

4. COEFFICIENTS DE REACTIVITE

Les caractéristiques cinétiques du cœur du réacteur gouvernent la réponse du cœur à des changements d'états de la centrale ou à des actions des opérateurs en fonctionnement normal, ainsi que la réponse du cœur en fonctionnement incidentel ou accidentel. Les coefficients de réactivité reflètent les variations du facteur de multiplication des neutrons dues à un changement d'un paramètre de fonctionnement de la centrale, par exemple la puissance, la température du modérateur ou la température du combustible. Comme les coefficients de réactivité changent au cours du cycle, on utilise des plages de coefficients pour l'analyse des transitoires, de façon à déterminer le comportement du cœur pendant tout le cycle.

Des informations quantitatives sont fournies dans les sections suivantes pour les coefficients de réactivité calculés, notamment le coefficient Doppler, les coefficients modérateur (densité, température) et le coefficient de puissance.

4.1. COEFFICIENT DE TEMPERATURE DU COMBUSTIBLE (DOPPLER)

Le coefficient de température du combustible (Doppler) est défini comme étant le changement de réactivité induit par une variation d'un degré Celsius de la température effective du combustible. Pour l'essentiel, il mesure l'élargissement Doppler des résonances de l'U-238 et du Pu-240. Une hausse de la température du combustible accroît les sections efficaces d'absorption résonnante du combustible, ce qui induit une baisse de réactivité en rapport.

Quand la puissance augmente et atteint une valeur non négligeable, la température effective du combustible n'est plus égale à la température du modérateur mais varie en fonction de la puissance du cœur. Cet effet est pris en compte dans le coefficient Doppler-puissance. L'intégrale de la courbe différentielle du coefficient Doppler-puissance en fonction de la puissance relative, constitue la contribution de l'effet Doppler au défaut de puissance qui sera défini

plus tard (en considérant que la température du modérateur varie selon le diagramme de fonctionnement). (**voir chapitre 4.4.3**).

4.2. COEFFICIENTS MODERATEUR

Le coefficient modérateur mesure la variation de réactivité due à une modification de paramètres spécifiques du fluide de refroidissement comme la densité ou la température. Les coefficients ainsi obtenus sont les coefficients de densité et de température du modérateur.

a) Coefficients de densité et de température du modérateur

Le coefficient de température (de densité) du modérateur est défini comme correspondant au changement de réactivité induit par une variation d'un degré Celsius de la température du modérateur. En général, les effets du changement de densité du modérateur ainsi que ceux du changement de température sont pris en compte ensemble. Une baisse de la densité du modérateur entraîne une diminution de la modulation, ce qui donne un coefficient modérateur négatif. Une hausse de la température du fluide de refroidissement à densité constante (qui peut être obtenue par une élévation de pression), conduit à durcir le spectre de neutrons et résulte en un accroissement de l'absorption dans les résonances de l'U-238, du Pu-240 et d'autres isotopes. Le durcissement du spectre provoque également une baisse du rapport fission/capture dans l'U-235 et le Pu-239. Ces deux effets rendent le coefficient du modérateur encore plus négatif. Comme la densité de l'eau varie plus rapidement que la température elle-même lorsque celle-ci s'élève, le coefficient de température (de densité) du modérateur devient encore plus négatif quand la température augmente.

Le bore soluble utilisé dans le réacteur comme moyen de contrôle de la réactivité a également un effet sur le coefficient de densité du modérateur dans la mesure où la densité du bore soluble décroît quand la densité de l'eau décroît suite à un accroissement de la température du fluide de refroidissement. La baisse de concentration

en bore soluble introduit une composante positive dans le coefficient modérateur.

Ainsi, si la concentration en bore soluble est suffisamment importante, il arrive un moment où la valeur nette du coefficient devient positive. Grâce à la présence de poison consommable, cependant, la concentration initiale de bore à chaud est suffisamment faible pour que le coefficient de température du modérateur satisfasse le critère indiqué au **chapitre 4.3.1.2**.

Avec l'épuisement, le coefficient du modérateur devient davantage négatif principalement en raison de la dilution de l'acide borique mais aussi, pour une part significative, à cause des effets d'accumulation du plutonium et des produits de fission.

b) Coefficient de vide du modérateur

Le coefficient de vide du modérateur traduit la variation du facteur de multiplication des neutrons due à la présence de bulles dans le modérateur. Dans un REP, ce coefficient n'est pas très important en raison de la faible proportion de vide dans le fluide de refroidissement. La proportion de vide dans le cœur est inférieure à un demi pour cent et elle est due à l'ébullition locale ou statistique.

4.3. COEFFICIENT DE PUISSANCE

L'effet combiné des changements de température du modérateur et

de température du combustible à mesure que le niveau de puissance du cœur change aussi (en tenant compte du fait que la température du modérateur varie selon le programme de température, (**voir chapitre 4.4.3.1**)) est appelé coefficient de puissance et il est exprimé en terme de changement de réactivité par pourcent de changement de puissance.

Il devient plus négatif avec l'épuisement, reflétant l'effet combiné des coefficients de température du modérateur et du combustible.

4.4. COEFFICIENTS DE REACTIVITE UTILISES DANS L'ANALYSE DES TRANSITOIRES

Les valeurs de coefficients de réactivité limitatives sont utilisées comme enveloppes de conception pour l'analyse des transitoires. La valeur précise de chaque coefficient employé dans l'analyse dépend du fait que le transitoire auquel on s'intéresse est examiné en début ou en fin de vie, du fait que les coefficients les plus négatifs ou les plus positifs (les moins négatifs) sont pénalisants, et du fait que la non-uniformité spatiale doit être prise en compte dans l'analyse. Au cours de l'analyse des transitoires, on utilise des valeurs de coefficients conservatives, en prenant en considération les différents aspects de l'analyse.

5. CONTROLE DU CŒUR

5.1. EXIGENCES ET PRINCIPES DE CONTROLE

5.1.1 Epuisement

L'excédent de réactivité, à chaque début de cycle, est suffisamment élevé pour maintenir le cœur critique à pleine puissance, en compensant l'épuisement du combustible et la formation des produits de fission tout au long du cycle. La réactivité est contrôlée par l'ajout de bore soluble au fluide de refroidissement, et par les poisons consommables.

5.1.2 Empoisonnement xénon et empoisonnement samarium

Les changements de concentration de xénon et de samarium dans le cœur se produisent à un rythme suffisamment lent, même à la suite de changements rapides de niveaux de puissance, pour que l'on puisse contrôler le changement de réactivité qui en résulte en modifiant la concentration de bore soluble.

5.1.3 Démarrage au pic xénon

La compensation de l'apparition d'un pic xénon se fait à l'aide du système de contrôle par le bore. Un démarrage au pic xénon est possible en associant le déplacement des grappes et la dilution du bore. La dilution du bore peut se faire à tout moment, y compris pendant la période d'arrêt, à partir du moment où la sous-criticité requise pour l'arrêt est maintenue.

5.1.4 Suivi de charge et contrôle du xénon

Au cours des manœuvres de suivi de charge, les changements de puissance sont effectués en déplaçant les grappes de contrôle et en diluant/boriquant avec le système de contrôle par le bore. Le déplacement des grappes de contrôle est restreint par les limites d'insertion des grappes de contrôle. La distribution de puissance est maintenue dans des limites acceptables grâce à la position des grappes de contrôle. Les changements de réactivité dus aux changements de concentration du xénon peuvent être contrôlés par déplacement des grappes et/ou les modifications apportées à la concentration de bore soluble.

5.1.5 Sous-criticité et marge d'arrêt

Pour garantir une marge d'arrêt suffisante dans les conditions où il est nécessaire de faire descendre la température du réfrigérant à la température ambiante, on ajoute du bore soluble au fluide de refroidissement, de façon à compléter l'empoisonnement du cœur obtenu par les grappes de contrôle. Pour tous les états du cœur, y compris l'arrêt pour rechargement, la concentration en bore est bien inférieure à la limite de solubilité.

Pour maintenir le cœur à l'état d'arrêt à chaud ou à froid, il est nécessaire de garantir la sous-criticité du cœur dans les états d'arrêt opérationnel. Cependant, des transitoires accidentels peuvent survenir à partir de ces états. Il est donc nécessaire de maintenir une certaine sous-criticité afin de prévenir les conséquences de ces transitoires accidentels.

Les cas à prendre en considération sont les suivants :

- état d'arrêt opérationnel à puissance nulle, cuve fermée, et avec une température pouvant varier entre les conditions à chaud et à froid : la sous-criticité minimum requise doit couvrir les conséquences de l'éjection de grappe, de la rupture de tuyauterie vapeur et des transitoires de dilution,
- état d'arrêt opérationnel à puissance nulle à froid, cuve ouverte : la sous-criticité minimum requise doit couvrir les conséquences du transitoire de dilution, celles du scénario prenant en compte le retrait intempestif de toutes les grappes au moment où le couvercle de la cuve est retiré, ainsi que celles du mauvais positionnement d'un seul assemblage lors du chargement.

En cas d'arrêt automatique du réacteur, il est nécessaire de démontrer la capacité à réaliser l'arrêt du cœur jusqu'à une puissance nulle à chaud en supposant le xénon inchangé. En cas de refroidissement partiel automatique, le système d'injection de bore supplémentaire (EBS) n'est pas mis en route automatiquement, les grappes de contrôle sont donc nécessaires pour garantir la sous-criticité du cœur jusqu'à la fin de ce transitoire de refroidissement, correspondant à l'instant de déclenchement de l'injection de sécurité. Ceci est réalisé en comparant l'efficacité des grappes de contrôle disponible en tenant compte de la grappe coincée, avec l'antiréactivité requise à des fins de contrôle et de protection. L'exigence sur le contrôle de réactivité apparaît comme étant la plus contraignante à la fin du cycle, lorsque le coefficient de température du modérateur atteint sa valeur la plus négative, ce qui est reflété par la valeur maximum du défaut de puissance à ce moment là.

Les grappes de contrôle doivent fournir suffisamment d'antiréactivité pour compenser le défaut de puissance quand on

passer de pleine puissance à puissance nulle à chaud ou jusqu'à la fin du transitoire de refroidissement partiel, en supposant le xénon inchangé, et elles doivent procurer la marge d'arrêt nécessaire. L'apport de réactivité résultant de la réduction du niveau de puissance vient des apports du Doppler, de la variation de température moyenne du modérateur, de la redistribution des flux, et de la réduction de la proportion de vide, comme exposé ci-après.

5.2. MOYENS DE CONTROLE

La réactivité du cœur est contrôlée au moyen d'un poison chimique dissous dans le fluide de refroidissement, de grappes de contrôle et de crayons de poison consommable, tels que décrits ci-dessous.

5.2.1. Poison chimique

Du bore en solution sous forme d'acide borique est employé pour contrôler les variations relativement lentes de réactivité associées à :

- la variation de température du modérateur lors du passage de l'arrêt à froid (à température ambiante) à l'arrêt à chaud,
- la variation d'empoisonnement xénon et d'empoisonnement samarium résultant d'un changement du niveau de puissance ou d'un changement de position des grappes,
- l'excédent de réactivité requis pour compenser les effets de l'appauvrissement de l'inventaire fissile et de l'accumulation des produits de fission à longue durée de vie,
- l'épuisement du poison consommable.

Le bore employé sera enrichi en B10, dans le but d'avoir des concentrations en bore inférieures à 1400 ppm en début de vie, à la puissance nominale, sans xénon (**voir chapitres 5.2.2 et 15.1**).

5.2.2. Poisons consommables

Les poisons consommables assurent en partie le contrôle de l'excédent de réactivité disponible, tout au long du cycle de combustible. Les poisons consommables permettent ainsi au coefficient de température du modérateur de satisfaire le critère présenté au chapitre **4.3.1.2**. Cela est obtenu par la diminution du besoin en bore soluble dans le modérateur au début du premier cycle de combustible, tel que décrit précédemment. Le poison contenu dans les crayons s'épuise progressivement, mais à une vitesse suffisamment lente pour que la concentration critique en bore soluble qui en résulte soit telle que le critère relatif au coefficient de température du modérateur soit toujours respecté.

5.2.3. Grappes de contrôle

Les grappes de contrôle sont utilisées à des fins d'arrêt automatique du réacteur et de contrôle pour compenser les variations rapides de réactivité associées à :

- la marge d'arrêt requise à puissance nulle, à chaud et à la fin d'un transitoire de refroidissement partiel, avec une grappe coincée,
- la compensation de la variation de réactivité induite par une augmentation de la puissance, partant de la puissance nulle à chaud (défaut de puissance incluant les effets Doppler et modérateur),
- les variations de concentration en bore, de température du réfrigérant ou de concentration en xénon (avec des grappes ne dépassant pas les limites d'insertion autorisées),
- les rampes de réactivité résultant des variations de niveau de puissance.

L'insertion autorisée des grappes de contrôle à pleine puissance est limitée afin de conserver une marge d'arrêt suffisante. Si le niveau de puissance est réduit, les besoins en antiréactivité des grappes de contrôle sont également réduits et on peut se permettre d'insérer davantage les grappes. De plus, les séquences d'insertion des grappes de contrôle déterminées à partir de ces analyses servent à déterminer l'efficacité maximale de la grappe éjectée, en cas d'accident d'éjection de grappe.

La disposition des grappes de contrôle est indiquée en **4.3 FIG 1**.

Contrôle du cœur

L'objectif principal du contrôle du cœur est de faciliter l'exploitation en assurant simultanément le contrôle de la température et le contrôle du déséquilibre axial de puissance.

Les oscillations du xénon qui pourraient découler des perturbations de la distribution axiale de puissance pourraient conduire à une perte de marges opérationnelles.

Le contrôle du cœur permet la limitation de ces oscillations de xénon (parfois dues à de légères perturbations du déséquilibre axial) en contrôlant l'Axial Offset en continu.

Le contrôle de l'Axial Offset est assuré à l'intérieur d'une bande de contrôle (appelée bande morte d'Axial Offset) par une logique permettant l'établissement de priorités dans les déplacements des grappes de contrôle. Comme le contrôle de la température moyenne primaire est prioritaire, ce contrôle est garanti même si les déplacements de grappes ne permettent pas de maintenir l'Axial Offset dans sa bande morte à très court terme.

Le bore assure uniquement la compensation des variations lentes de réactivité.

6. EMPLACEMENT ET EFFICACITE DES GRAPPES DE CONTROLE

Les termes "groupe" et "grappes" de contrôle sont utilisés indifféremment dans l'ensemble du présent rapport pour désigner un groupement particulier de grappes de contrôle. On trouve le schéma de disposition des grappes de contrôle en **4.3 FIG 1**.

La position axiale des grappes de contrôle peut être contrôlée manuellement ou automatiquement. Les grappes de contrôle descendent toutes dans le cœur en cas de déclenchement des signaux d'arrêt automatique du réacteur.

Les calculs de l'efficacité des grappes de contrôle en fonction du temps, après arrêt automatique du réacteur, prennent en compte la vitesse des grappes de contrôle et leur efficacité différentielle. Pour la conception nucléaire, de manière conservatrice, l'efficacité des grappes en fonction de leur position est calculée en supposant que la grappe la plus efficace est coincée hors du cœur, et que le flux est piqué en bas du cœur.

La marge d'arrêt est définie comme étant le niveau de sous-criticité du cœur lors d'un arrêt à chaud ou à la fin d'un transitoire de refroidissement partiel si toutes les grappes de contrôle chutent, en supposant que la grappe la plus efficace reste coincée et que le bore et le xénon restent figés à leur valeur initiale. La description de la méthode de calcul de la marge d'arrêt est présentée ci-après.

Pour calculer la marge d'arrêt, un bilan est effectué de manière pessimiste entre l'augmentation de réactivité résultant de la variation de puissance et la diminution de réactivité résultant de la chute des grappes de contrôle.

1) Doppler

L'effet Doppler provient de l'élargissement des résonances de l'U-238 et du Pu-240 quand la température effective des pastilles augmente. Cet effet est particulièrement perceptible quand on passe de puissance nulle à pleine puissance, en raison de l'élévation de température des pastilles résultant de la génération de puissance.

2) Variation de la température moyenne du modérateur

Lorsque le cœur est à l'arrêt dans des conditions de puissance nulle, la température moyenne du modérateur passe de la valeur d'équilibre de pleine puissance imposée par le générateur de vapeur et les caractéristiques de la turbine (pression vapeur, transfert de chaleur, encrassement des tubes, etc ...) à la valeur de puissance nulle. Cette variation de température est augmentée de manière conservatrice de 2,2°C pour tenir compte de la bande morte de température et de l'incertitude de mesure.

Le coefficient modérateur devient encore plus négatif avec

l'épuisement du combustible parce que la concentration en bore est réduite. C'est principalement à cause de cet effet que les besoins en antiréactivité sont plus élevés en fin de vie.

3) Redistribution

Quand le réacteur fonctionne à pleine puissance, la densité du fluide de refroidissement décroît en fonction de la hauteur dans le cœur, ce qui fait que le combustible s'épuise moins vite en haut du cœur. Dans des conditions stationnaires, la distribution de puissance est donc légèrement asymétrique vers le bas du cœur. D'autre part, à puissance nulle, la densité du fluide de refroidissement est uniforme sur toute la hauteur du cœur, et il n'y a pas d'aplatissement dû au Doppler. La résultante de ces deux effets sera une distribution de flux qui, à puissance nulle, pourra être piquée vers le haut du cœur. La réactivité libérée par le basculement de la puissance est calculée avec une provision supplémentaire pour tenir compte des effets induits par une distribution défavorable du xénon.

4) L'effet de vide

Dans le cœur, il y a une faible fraction de vide, due à l'ébullition nucléée à pleine puissance. La disparition du vide, qui coïncide avec la réduction de puissance, contribue à augmenter légèrement la réactivité.

5) Antiréactivité introduite par les grappes de contrôle

Cela prend en compte :

- l'efficacité de toutes les grappes de contrôle, mais en supposant que la grappe la plus efficace ne chute pas,
- la provision pour prendre en compte l'insertion initiale des grappes : à pleine puissance, les grappes de contrôle peuvent se déplacer en restant à l'intérieur d'une plage définie, pour compenser les petits changements périodiques de concentration du bore, les changements de température et d'Axial Offset, ainsi que les très petits changements dans la concentration du bore. Lorsque le groupe de grappes atteint l'une ou l'autre limite de cette zone, un changement est nécessaire dans la concentration du bore pour compenser les changements de réactivité supplémentaires. Un calcul conservatif de l'efficacité insérée est effectué, de façon à maximiser la réactivité insérée normalement.
- l'effet d'usure neutronique des grappes provoquée par l'insertion de quelques groupes à des fins de contrôle du cœur.

La sous-criticité initiale doit permettre le respect du critère de RFTC dans le cas d'une Rupture de Tuyauterie Vapeur, la valeur finale sera déterminée par les analyses de transitoires dans des conditions de puissance nulle à chaud. Le critère est de 0 pcm dans des conditions de refroidissement partiel.

7. SOUS-CRITICITE DES ENTREPOSAGES D'ASSEMBLAGES COMBUSTIBLES DANS LE BATIMENT COMBUSTIBLE

Les installations d'entreposage du combustible dans le Bâtiment Combustible (à sec et en piscine) sont conçues, réalisées et exploitées de façon à éviter tout accident de criticité. La sous-criticité doit ainsi être assurée au cours de l'exploitation normale, et dans différentes situations accidentelles, pouvant résulter d'une immersion en eau du râtelier d'entreposage à sec, d'une dilution de la piscine d'une erreur de manutention ou de la chute d'un assemblage combustible.

Les études de criticité en BK sont réalisées en respectant les règles et hypothèses suivantes :

a) Les calculs sont effectués avec l'ensemble des alvéoles occupés par des assemblages combustibles sans grappe de contrôle.

Pour la zone I de la piscine, on considérera des assemblages combustibles à l'enrichissement maximal autorisé, avec un taux d'épuisement conférant au combustible sa réactivité maximale. La présence éventuelle de poisons consommables dans le combustible pourra être considérée, à condition de tenir compte de l'usure de ces poisons en fonction de l'épuisement du combustible.

Pour la zone II, on considérera des assemblages combustibles usés, ayant tous atteint un taux d'épuisement minimal. La perte de réactivité due à cette irradiation (crédit burn-up) pourra être prise en compte.

b) Si l'existence d'assemblages incomplets (ie. dans lesquels certains crayons combustibles ont été retirés) conduit à un accroissement de réactivité du combustible dans les conditions étudiées, alors les calculs prendront en compte de tels assemblages.

c) Les éventuels matériaux neutrophages installés à demeure dans la structure de râtelier peuvent être pris en compte dans les calculs.

d) Les calculs du coefficient de multiplication neutronique keff prendront en compte :

- les incertitudes technologiques relatives aux différentes grandeurs physiques et géométriques intervenant dans le calcul (notamment les caractéristiques dimensionnelles des assemblages et des structures d'entreposage),
- l'incertitude de modélisation (liée à la qualification des codes),
- l'incertitude statistique liée à l'utilisation de méthodes stochastiques, devant garantir un intervalle de confiance d'au moins 95%.

Les incertitudes peuvent être cumulées statistiquement lorsqu'elles sont indépendantes entre elles.

e) Pour les différentes situations étudiées en piscine (sauf cas de la dilution accidentelle), la concentration en bore minimale requise par les STE pourra être prise en compte.

f) Critères de sous-criticité :

Pour l'entreposage sous eau, en fonctionnement normal (piscine en eau borée), le coefficient de multiplication neutronique keff doit être inférieur à 0,95, toutes incertitudes comprises.

Pour les différentes situations accidentelles de l'entreposage à sec (immersion en eau pure ou brouillard d'eau pure) et de l'entreposage sous eau (dilution complète de la piscine, situations résultant d'une erreur de manutention ou d'une chute d'assemblage), le coefficient de multiplication neutronique keff doit être inférieur à 0,98, toutes incertitudes comprises.

8. COURBES DE CHALEUR RESIDUELLE

La chaleur résiduelle dans un cœur sous-critique est composée :

- de fissions résiduelles dues aux neutrons retardés (terme A),
- de la désintégration des produits de capture des neutrons de l' $U-238$ (terme B),
- de l'énergie issue de la désintégration des produits de fission (terme C).

8.1. TERME A

La puissance résiduelle de fission en fonction du temps après l'arrêt dépend des caractéristiques des neutrons retardés et du facteur de multiplication effectif.

La variation du facteur de multiplication en fonction du temps après déclenchement d'un signal d'arrêt automatique du réacteur dépend des caractéristiques de l'arrêt automatique du réacteur et des paramètres thermo-hydrauliques du cœur.

Ce terme A est évalué pour la plupart des transitoires en utilisant un modèle neutronique cinétique.

Dans les cas particuliers d'accident de perte de réfrigérant primaire, de rupture de tube d'eau alimentaire et de rupture de tube de générateur de vapeur, le terme A est une donnée d'entrée générée par une simulation découplée et conservatrice de l'arrêt automatique du réacteur.

8.2. TERME B + C

Le code ORIGEN-S sert au calcul du terme B + C. ORIGEN-S peut calculer, en plus de l'évolution de l'inventaire en nucléides pendant

l'irradiation du combustible, la puissance calorifique résultant de la désintégration de chaque élément présent dans le cœur après l'arrêt du réacteur.

L'évolution en fonction du temps de la puissance résiduelle d'un cœur à l'équilibre est présentée en **4.3 FIG 2**, pour des temps allant de une seconde à un mois après l'arrêt du réacteur, pour la gestion de combustible UO_2 la plus défavorable et la gestion MOX.

9. IRRADIATION DE LA CUVE

Un bref passage en revue des méthodes et des analyses employées pour la détermination de l'atténuation des flux de neutrons et de rayons gamma entre le cœur et la cuve du réacteur, est proposé ci-dessous. Les matériels servant à atténuer les neutrons issus du cœur et les rayons gamma issus à la fois du cœur et des composants structurels sont le réflecteur lourd, l'enveloppe de cœur et l'eau de l'espace annulaire, qui se trouvent tous dans la région située entre le cœur et la cuve du réacteur.

En général, on utilise des codes faisant appel à la théorie de la diffusion des neutrons à peu de groupes et à l'analyse nodale, pour déterminer les distributions de puissance de fission dans le cœur actif, et la précision de ces calculs est vérifiée par des mesures effectuées à l'intérieur du cœur sur les réacteurs en fonctionnement.

Les informations obtenues par ces calculs sur la puissance dégagée dans les différentes zones du cœur, et sur la distribution fine de puissance crayon par crayon, sont ensuite utilisées comme informations sur les sources à imposer dans les calculs de transport à deux dimensions qui permettent de calculer les distributions de flux dans tout le réacteur, et non plus seulement dans le cœur.

Le spectre et la distribution des flux de neutrons dans les divers composants structurels varie de manière importante de la sortie du cœur à la cuve du réacteur.

Le programme de surveillance de l'irradiation utilise des échantillons réels pour vérifier l'exactitude des calculs de flux au niveau de la cuve.

10. METHODES ET OUTILS

10.1. GENERATION DES BIBLIOTHÈQUES DE DONNEES MACROSCOPIQUES

Le code APOLLO permet de générer les sections efficaces macroscopiques à deux groupes et les facteurs de discontinuité (ADF) à utiliser dans le code de diffusion SMART.

Pour le combustible, APOLLO résout l'équation du transport de Boltzman pour les géométries en 2-D. Les sections efficaces et les facteurs de discontinuité sont tabulés en fonction de l'épuisement, de la concentration en bore, du niveau xénon, de la densité d'eau, de la présence de grappes de contrôle, et en fonction d'un paramètre représentatif de l'historique spectral du combustible.

Pour le réflecteur lourd, les sections efficaces et les facteurs de discontinuité sont basés sur des calculs 1D- APOLLO, suivis d'une équivalence nodale entre les calculs hétérogènes et les calculs homogènes; ces sections transversales et ces facteurs de discontinuité sont tabulés en fonction de la concentration en bore et de la densité d'eau.

10.2. CALCULS DE CŒUR

Les calculs de cœur sont effectués avec le code SMART.

Radialement 4 nodes par assemblage sont modélisés, et 20 axialement (dont 18 dans la partie combustible). Le réflecteur lourd est représenté par une rangée supplémentaire d'assemblages fictifs représentant le matériau du réflecteur lourd et entourant le cœur actif.

4.3 TAB 1 : DESCRIPTION DU CŒUR DU RÉACTEUR

- Cœur actif (dimensions à froid) :	
▪ Diamètre équivalent (mm)	3767
▪ Hauteur active moyenne du combustible du cœur (mm)	4200
▪ Rapport hauteur/diamètre	1,115
▪ Surface totale (cm ²)	111440
- Réflecteur lourd radial :	
▪ Épaisseur (mm)	Entre 77 et 297 (en moyenne 194)
▪ Composition (% volume)	environ 95% - acier 5% - eau
- Assemblages combustible (dimensions à froid):	
▪ Nombre	241
▪ Réseau de crayons	17x17
▪ Nombre de crayons par assemblage	265
▪ Pas du réseau (mm)	12,6
▪ Dimensions transversales totales (mm)	214x214
▪ Poids du combustible par assemblage (kg)	598 UO ₂ , 527,5 U
▪ Nombre de grilles par assemblage	10
▪ Composition des grilles	Zircalloy & Inconel
▪ Nombre de tubes guides par assemblage	24
▪ Composition des tubes guides	Zircalloy
▪ Diamètre des tubes guides, partie supérieure (mm)	11,45 intérieur 12,45 extérieur
- Crayons de combustible (dimensions à froid):	
▪ Nombre	63865
▪ Diamètre extérieur (mm)	9,50
▪ Jeu diamétral (mm)	0,17
▪ Épaisseur de la gaine (mm)	0,57
▪ Matériau de la gaine	de type M5

4.3 TAB 1 : DESCRIPTION DU CŒUR DU REACTEUR (SUITE)

- Pastille de combustible (dimensions à froid) :	
▪ Matériau	UO ₂ ou MOX
▪ Densité de l'UO ₂ (% de la densité théorique)	95
▪ Densité de l'UO ₂ + PuO ₂ (% de la densité théorique)	94,5
▪ Diamètre (mm)	8,19
▪ Densité théorique de l'UO ₂ (g/cm ³)	10,96
▪ Densité théorique du PuO ₂ (g/cm ³)	11,46
▪ Enrichissements du combustible pour les assemblages UO ₂ (% en masse):	
Zone 1 de cycle 1	2,1%
Zone 2 de cycle 1	3,2%
Zone 3 de cycle 1	4,2%
Assemblages neufs pour l'UO ₂ – IN/OUT – 18 mois	5,0%
Assemblages neufs pour l'UO ₂ – IN/OUT – 22 mois	5,0%
Assemblages neufs pour le MOX – IN/OUT – 18 mois	5,0%
▪ Enrichissements du combustible pour les assemblages MOX (% en masse):	
Enrichissement maximum du Pu fissile pour la zone 1	7,44% ⁽¹⁾
Enrichissement moyen du Pu fissile pour la zone 2	6,44% ⁽¹⁾
Enrichissement minimum du Pu fissile pour la zone 3	3,44% ⁽¹⁾
Moyenne d'enrichissement du Pu fissile	7,0 % ⁽¹⁾
Hypothèse d'enrichissement pour l'UO ₂ dans le combustible MOX (% U235 en masse)	0,2 % ⁽¹⁾
▪ Vecteur Pu pour les assemblages de combustible MOX, issus d'un combustible UO ₂ brûlé jusqu'à 60 GWj/t (% en masse) :	
Pu 238	4,0
Pu 239	50,0
Pu 240	23,0
Pu 241	12,0
Pu 242	9,5
Am 241	1,5

⁽¹⁾ l'enrichissement du Pu fissile est défini comme étant $e = \frac{Pu239 + Pu241}{(U + Pu + Am)}$

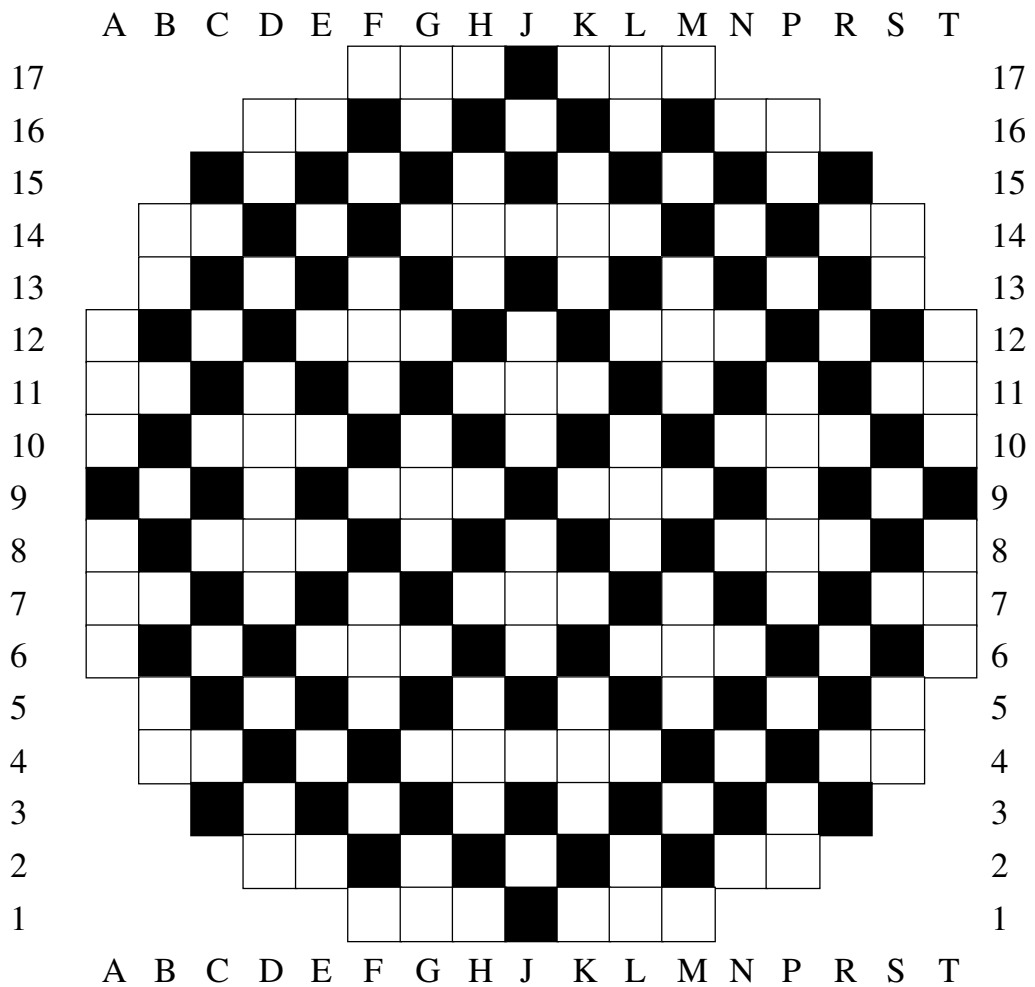
4.3 TAB 1 : DESCRIPTION DU CŒUR DU REACTEUR (SUITE)

▪ Poison consommable intégré au combustible :	
Matériau	Gd ₂ O ₃
Enrichissement du gadolinium (% en masse)	8
Enrichissement en vecteur d'UO ₂ (% U235 en masse)	
- dans les assemblages enrichis à 2,1%	1,2
- dans les assemblages enrichis à 3,2%	1,9
- dans les assemblages enrichis à 4,2%	2,2
- dans les assemblages enrichis à 5,0 %	3,0
- Assemblages de crayons absorbants :	
▪ Absorbant	
(1) partie AIC (partie inférieure)	
Composition (% en masse):	
- Ag	80
- In	15
- Cd	5
- Densité (g/cm ³)	10,17
- Diamètre extérieur de l'absorbant (mm)	7,65
- Longueur (mm)	1500
(2) partie B4C (partie supérieure)	
- Composition : bore naturel (19,9 atomes de B10 pour cent)	
- Densité (g/cm ³)	1,79
- Diamètre de l'absorbant (mm)	7,47
- Longueur (mm)	2610

4.3 TAB 1 : DESCRIPTION DU CŒUR DU REACTEUR (SUITE)

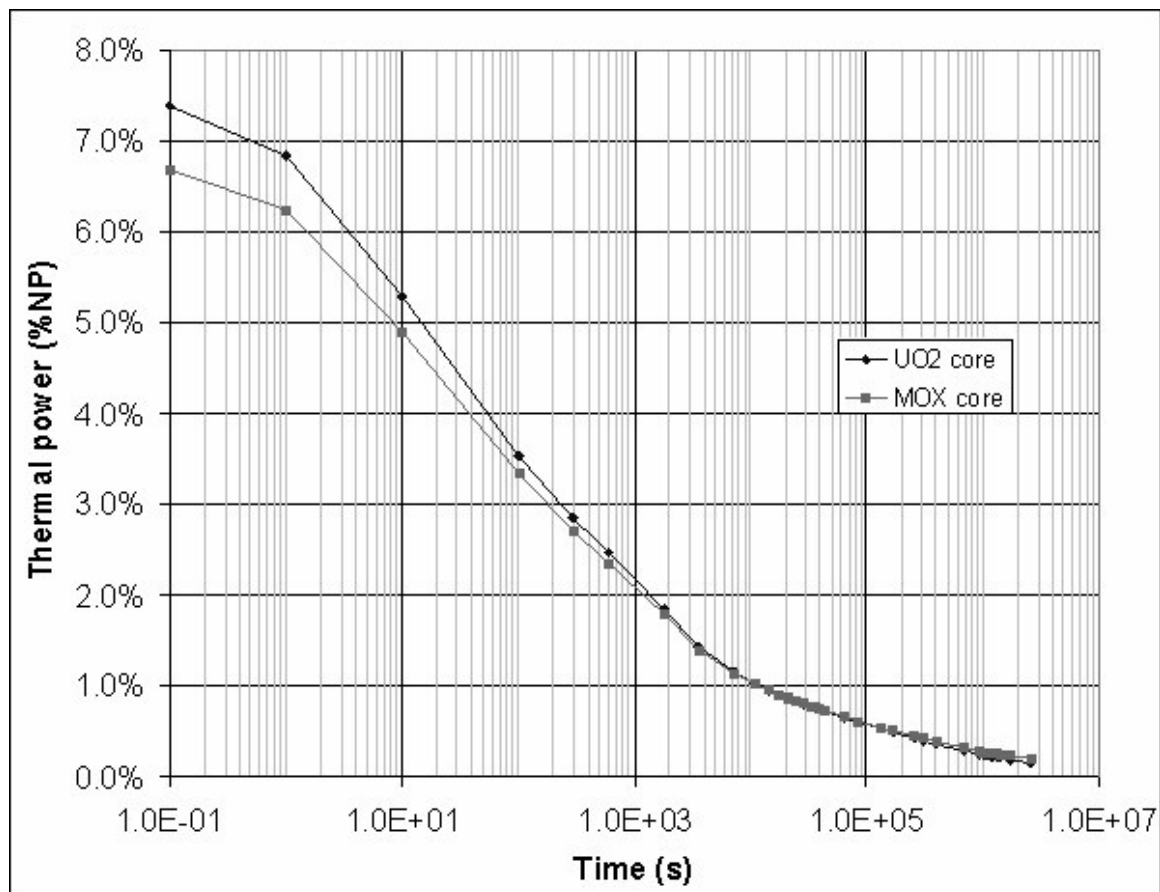
▪ Gainage (dimensions à froid):	
Diamètre extérieur (mm)	9,68
Diamètre intérieur (mm)	7,72
Épaisseur (mm)	0,98
Matériau	Acier inoxydable
▪ Matériau du bouchon de l'extrémité inférieure	Acier inoxydable
▪ Distance entre le bas de la hauteur active et le bas de la colonne absorbante :	
Barres totalement insérées (mm)	90
Barres totalement retirées (mm)	4200
▪ Nombre de grappes	89
▪ Nombre de crayons absorbants par grappe	24

4.3 FIG 1 : DISPOSITION DES GRAPPES DE CONTRÔLE



 GRAPPE DE CONTROLE

4.3 FIG 2 : PUISSANCE RESIDUELLE, DESINTEGRATION DES PRODUITS DE FISSION ET DES ACTINIDES



TERME B+C



0. EXIGENCES DE SURETE

0.1. FONCTIONS DE SURETE

Les fonctions de sûreté garanties par la conception thermo-hydraulique sont les suivantes :

- évacuation par l'intermédiaire du fluide réfrigérant de la chaleur produite dans le combustible,
- confinement des substances radioactives (actinides et produits de fission) à l'intérieur de la première barrière de confinement.

0.2. CRITERES FONCTIONNELS

0.2.1. Contrôle de la réactivité du cœur

Aucune répercussion sur la conception thermo-hydraulique.

0.2.2. Évacuation de la chaleur produite dans le combustible

La conception thermo-hydraulique vise à garantir l'évacuation de la chaleur produite dans le cœur grâce au maintien d'un transfert efficace entre les crayons de combustible et le réfrigérant dans les conditions normales de fonctionnement et en cas d'incident.

0.2.3. Confinement des produits radioactifs

L'absence de crise d'ébullition dans des conditions d'incident garantit l'intégrité de la gaine des crayons combustible (première barrière).

0.3. EXIGENCES DE CONCEPTION

La conception thermo-hydraulique n'est pas soumise à des exigences de conception spécifiques. Cependant, les fonctions de sûreté qu'elle assure nécessitent l'application d'un programme d'assurance qualité dont l'objectif est de documenter et de contrôler les activités associées.

0.4. ESSAIS

0.4.1. Essais préliminaires

Les hypothèses de base des scénarios choisis pour les analyses de sûreté doivent être contrôlées lors des premiers essais physiques du cœur. Certains de ces essais, par exemple les mesures du débit du réfrigérant primaire ou du temps de chute des grappes de commande, sont effectués régulièrement. D'autres essais ne sont réalisés en totalité qu'à la mise en service d'une tête de série.

Pour les unités suivantes, seuls doivent être effectués les essais nécessaires pour garantir que les caractéristiques thermo-hydrauliques du cœur sont identiques à celles du cœur de la tête de série.

0.4.2. Surveillance en service

Le débit du réfrigérant primaire du réacteur et le temps de chute des barres de commande doivent être mesurés régulièrement.

0.4.3. Essais périodiques

Sans objet.

1. BASE DE CONCEPTION

La conception thermo-hydraulique du cœur du réacteur vise principalement à garantir un transfert de chaleur et une répartition de la production de chaleur dans le cœur, tels que l'évacuation de la chaleur par le circuit primaire ou le circuit d'injection de sécurité (selon le cas) assure le respect des exigences de sûreté présentées au **chapitre 4.3.0**.

Pour répondre à ces critères, les bases de conception suivantes ont été établies pour la conception thermo-hydraulique du cœur du réacteur.

1.1. PROTECTION CONTRE LA CRISE D'EBULLITION

La conception thermo-hydraulique est telle que la probabilité de non apparition d'une crise d'ébullition pendant le fonctionnement normal, pendant les transitoires normaux et pendant toutes les conditions transitoires résultant d'anomalies de fréquence modérée (événements PCC 1 et 2), soit au moins égale à 95 % avec un niveau de confiance de 95 %.

En évitant la crise d'ébullition, on assure un transfert de chaleur suffisant entre la gaine combustible et le fluide primaire, ce qui évite les détériorations de la gaine résultant d'un refroidissement insuffisant. La température maximale de surface de gaine ne peut pas constituer un critère car elle se situe à quelques degrés au-dessus de la température du réfrigérant lors de l'ébullition nucléée. Les limites assurées par les systèmes de contrôle, de limitation et de protection nucléaires sont telles que ce critère sera respecté pour des transitoires associés à des événements PCC2. Il existe une marge supplémentaire de RFTC en cas de fonctionnement à la puissance nominale et pendant des transitoires normaux.

L'utilisation d'un algorithme de calcul simplifié du RFTC dans le

système de protection et dans le système de surveillance permet de respecter le critère de conception en définissant un arrêt automatique du réacteur par bas RFTC ($RFTC_{AU}$) et une condition limite d'exploitation ($RFTC_{LCO}$) associée au RFTC.

Les valeurs calculées en ligne sont élaborées par des systèmes qui utilisent des mesures pour reconstituer les conditions locales au moyen d'un algorithme et appliquent la corrélation de flux thermique critique choisie pour calculer le RFTC.

Les incertitudes relatives à la reconstitution et à la précision des mesures sont prises en compte lors de la définition des points de consigne des systèmes de protection et de surveillance. Les points de consigne sont fixés de telle façon qu'il y ait une probabilité de 95 % avec un niveau de confiance de 95 % de non-apparition d'une crise d'ébullition critique lorsque la valeur du RFTC calculée sur site est égale aux seuils RFTC.

1.2. TEMPERATURE DU COMBUSTIBLE

La conception thermo-hydraulique est telle que, en conditions de fonctionnement associées à des événements PCC1 et PCC2, il existe au minimum une probabilité de 95 % avec un niveau de confiance de 95 % que les crayons combustibles ayant la densité de puissance maximale (W/cm) ne dépassent pas la température de fusion du combustible.

La température de fusion admise de l' UO_2 est de 2800°C pour un élément non irradié, la température de fusion admise du MOX est de 2737°C pour un élément non irradié. Ces valeurs décroissent avec le burn-up.

En évitant la fusion du combustible, on préserve la géométrie de ce dernier et les éventuels effets défavorables du combustible en fusion sur la gaine sont éliminés.

1.3. DEBIT DANS LE CŒUR

Une valeur minimale de 94,5 % du débit de conception thermo-hydraulique du circuit primaire s'écoule à travers les éléments combustible et contribue effectivement au refroidissement des crayons. Le débit dans les tubes-guides, ainsi que les débits de fuite passant dans le cloisonnement du cœur, ne sont pas considérés comme efficaces pour l'évacuation de la chaleur.

Les études de thermo-hydraulique cœur utilisent le débit thermo-hydraulique (débit minimal) pénétrant dans la cuve du réacteur. En conditions de dôme chaud, un maximum de 5,5 % de cette valeur

est alloué au débit de contournement. Celui-ci inclut le débit de refroidissement des grappes de commande, le débit de refroidissement du dôme, les fuites dans le cloisonnement et les fuites vers l'ajutage de sortie de la cuve.

1.4. STABILITE HYDRO-DYNAMIQUE DU CŒUR

Les modes de fonctionnement associés à des événements PCC1 et PCC2 ne conduisent pas à des instabilités hydrodynamiques du cœur.

2. DESCRIPTION DE PHÉNOMENES PHYSIQUES LIMITATIFS - CRITERES DE CONCEPTION

2.1. RESUME

Les paramètres de la conception thermo-hydraulique du cœur ainsi que les rapports de flux thermique critique (RFTC), les températures du combustible et les puissances linéiques pour un fonctionnement avec les quatre pompes en service sont présentés en **4.4 TAB 1**. Le réacteur est dimensionné pour éviter la crise d'ébullition et la fusion au centre du combustible en fonctionnement normal, lors des transitoires d'exploitation et en cas d'anomalies de fréquence modérée.

2.2. TECHNOLOGIE DU RAPPORT DE FLUX THERMIQUE CRITIQUE OU RAPPORT D'ECHAUFFEMENT CRITIQUE ET EFFET DE MELANGE

Le RFTC minimum dans le canal chaud se situe en aval du point de flux thermique maximal (point chaud) en raison de l'élévation d'enthalpie en aval de ce point.

On calcule les RFTC en utilisant la corrélation et les définitions décrites aux chapitres **4.4.2.2.1** et **4.4.2.2.2**. Le code de calcul FLICA est utilisé pour déterminer la répartition du débit dans le cœur et les conditions locales dans le canal chaud en vue de leur utilisation dans la corrélation de RFTC.

2.2.1. Technologie du rapport d'échauffement critique

a) Flux thermique critique FTC – Corrélation

Les premiers essais de flux critique ont été réalisés avec un fluide s'écoulant dans des simples tubes chauffants et en configurations annulaires avec une ou deux parois chauffantes. Les résultats de ces essais ont été analysés au moyen de nombreux modèles physiques différents pour décrire le phénomène d'échauffement critique et toutes les corrélations obtenues sont, par nature, fortement empiriques.

Le développement des méthodes d'essai a permis l'utilisation de faisceaux de crayons au lieu de canaux isolés, il s'est avéré que les conditions de débit moyennes des faisceaux ne pouvaient pas être utilisées dans les corrélations de RFTC. Les résultats des essais ont montré que des corrélations de flux critique ne pouvaient être fondées sur les conditions moyennes. Il est donc nécessaire de connaître les conditions locales dans les sous-canaux.

Pour déterminer les conditions locales dans les sous-canaux, le code de calcul FLICA a été développé. Dans ce code, un faisceau de crayons est considéré comme un réseau de sous-canaux chacun ayant pour surface de passage la surface délimitée par quatre crayons adjacents. Les sous-canaux sont également divisés en mailles axiales qui définissent des volumes de référence. Les conditions locales du fluide dans chaque volume de référence sont calculées par résolution simultanée des équations de masse, d'énergie et de quantité de mouvement. Le flux thermique critique prédit est élaboré au moyen des conditions locales du fluide dans les sous-canaux calculées par le code et la corrélation FC.

b) Utilisation des données d'essais pour la corrélation FC

La base expérimentale de la corrélation FC est essentiellement constituée par des résultats d'essais d'assemblages combustibles de AREVA NP.

Les essais sont réalisés dans les conditions suivantes :

- avec répartition uniforme du flux axial,
- avec répartition non uniforme du flux axial,
- avec des cellules typiques,
- avec des cellules à tube guide.

Les essais sont effectués sur les plages de paramètres suivantes :

- Pression 20,7 < p < 170,6 bar.
- Vitesse massique 930 < G < 4790 Kg/m²/s.
- Qualité - 0,22 < X < 0,44.

Ces plages sont représentatives des conditions de fonctionnement du réacteur EPR. Dans des conditions nominales de fonctionnement, les valeurs locales des paramètres au RFTC minimal sont approximativement :

- Pression = 155 bar.
- Vitesse massique = 3500 kg/m²/s.
- Qualité ~ - 0,10.

c) Forme de la corrélation en flux thermique axial uniforme

La corrélation FC est donnée sous forme analytique en fonction de :

- variables thermo-hydrauliques : pression p, débit massique G et X,
- géométrie du combustible, c'est-à-dire distances entre les grilles,
- type de cellule : différenciation entre les deux types de cellules, cellule typique et cellule à tube guide.

Le terme principal de la corrélation en flux uniforme ne dépend pas de la géométrie du combustible. Il est fonction uniquement des variables thermo-hydrauliques. Ce terme est supposé dépendre linéairement de la variable X selon la relation suivante :

$$\Phi_{FC} = A(p,G) - B(p,G)*X$$

Les autres termes associés au combustible dépendent des effets géométriques suivants :

- espacement entre les grilles,
- distance entre l'emplacement du flux thermique critique prévu et l'emplacement de la grille amont.

La corrélation FC a la forme suivante : FCRIT (P, G, X, d_g, g_{sp}, r_{tg})

avec

$$FCRIT = a(P,G,X,d_g) + c(P,G,X,g_{sp}) + d(PX,g_{sp},r_{tg})$$

d) Forme de la corrélation en flux thermique axial non uniforme

Les valeurs du flux thermique critique (FTC) mesurées dans le faisceau de crayons avec distribution non uniforme du flux axial sont inférieures, dans les mêmes conditions locales, à celles obtenues avec des distributions uniformes. L'application de la corrélation FC a montré que le flux prédit était supérieur au flux mesuré. La valeur

prédite doit donc être corrigée. A cet effet, on applique le facteur de flux non uniforme de TONG. Le flux corrigé est exprimé de la façon suivante :

$$\Phi = \Phi_u / F_{NU}$$

où

Φ est la valeur corrigée du flux

Φ_u est la valeur prédite du flux pour la distribution uniforme du flux axial.

F_{NU} est le facteur de flux non uniforme

2.2.2. Définition du rapport de flux thermique critique

Le rapport de flux thermique critique (RFTC), en cellule typique et en cellule à tube guide à paroi froide, est :

$$RFTC = \frac{q''_{FTC,N}}{q''_{loc}}$$

où :

q''_{loc} est le flux thermique local réel

$$q''_{FTC,N} = \frac{q''_{FTC,EU}}{F}$$

$q''_{FTC,EU}$ est le flux thermique critique en flux uniforme tel qu'il est prédit par la corrélation FC.

F est le facteur de forme de TONG permettant de rendre compte de distributions non uniformes du flux thermique axial.

2.2.3. Effet de mélange entre sous-canaux

Dans un faisceau de crayons, les canaux formés par quatre crayons de combustible adjacents s'ouvrent l'un sur l'autre par l'intermédiaire de l'espace entre deux crayons de combustible voisins. Il existe un écoulement croisé entre les canaux du fait de la différence de pression qui existe entre eux.

L'effet de mélange réduit l'élévation d'enthalpie dans le canal chaud.

Dans l'équation du bilan énergétique du code de calcul, un terme permettant de modéliser l'échange turbulent d'enthalpie entre canaux voisins est pris en compte. Ce terme est proportionnel à la différence d'enthalpie entre les canaux. Dans le facteur de proportionnalité apparaît un coefficient qui est appelé coefficient de mélange turbulent.

La valeur de ce coefficient est déterminée après réalisation d'une série d'essais spécifiques réalisés avec le type de grille envisagé.

Pour dissocier autant que possible la conception de l'EPR de l'assemblage combustible et dans un esprit de prudence, une valeur inférieure à celles établies lors des essais est utilisée.

2.2.4. Incertitudes relatives aux paramètres de fabrication

Ces incertitudes prennent en compte les variations de la fabrication en termes de matériau et de géométrie des crayons et assemblages combustibles.

Il existe deux types d'incertitudes de fabrication :

- l'effet du décentrement des pastilles et de l'ovalisation de la gaine sur le flux thermique critique,
- l'effet des tolérances de fabrication de la grille sur le flux thermique critique.

Effet du décentrement des pastilles et de l'ovalisation de la gaine sur le flux thermique critique

Certaines pastilles peuvent être décentrées par rapport à la gaine en début de vie. La gaine peut s'ovaliser avec le temps. Dans ces deux cas, il se produit une variation azimutale du flux sur une petite distance axiale.

Dans le cas d'une pastille décentrée, le pic local du flux, sous un angle donné, se prolonge axialement sur une distance correspondant au maximum à quelques longueurs de pastilles en raison du contact aléatoire entre les pastilles et la gaine en début de vie. Ce caractère aléatoire de l'angle de contact est causé par des variations de la forme des extrémités des pastilles et par des variations du diamètre de ces dernières.

Dans le cas d'une gaine ovalisée, le pic local du flux, sous un angle donné, se prolonge axialement sur une distance correspondant au maximum à quelques longueurs de pastilles, compte tenu de la distribution azimutale aléatoire des fragments de la pastille fissurée.

Les incertitudes relatives au canal chaud tiennent compte du fait que la géométrie et les matériaux du crayon et de l'assemblage combustible ne sont pas parfaits.

On distingue les incertitudes suivantes en ce qui concerne le canal chaud.

- Facteur technologique de point chaud (F_Q^E).

Cette incertitude est utilisée pour évaluer le pic de puissance local maximal (le point chaud) et elle est déterminée par combinaison statistique des tolérances relatives au diamètre, à la densité et au taux d'enrichissement de la pastille.

Néanmoins, des essais de RFTC avec des pics locaux de flux thermique ont montré qu'il n'est pas nécessaire de prendre en compte une incertitude particulière concernant le flux local.

- Facteur nucléaire d'élévation d'enthalpie du canal chaud ($F_{\Delta H}^E$)

Il est déterminé par combinaison statistique des effets sur l'élévation d'enthalpie de tolérances de fabrication relatives à la densité du combustible, au taux d'enrichissement du combustible et à la position des crayons.

Effet des tolérances de fabrication de la grille sur le flux thermique critique (F_{LC}^E)

Cette incertitude représente directement l'effet des tolérances de fabrication de la grille sur les valeurs du RFTC et, plus précisément, l'effet des tolérances relatives au coefficient de pertes de charges singulières de la grille sur la redistribution du débit dans le cœur.

Pour des assemblages combustibles de même modèle, l'effet de la dispersion des valeurs du RFTC est négligeable.

2.2.5. Effets du fléchissement des crayons dans le réacteur sur le flux thermique critique

Le RFTC peut être influencé par le phénomène de fléchissement des crayons qui a été détecté à l'examen d'assemblages irradiés. Ce phénomène consiste en un déplacement du crayon par rapport à sa position nominale dans un canal. Il dépend fortement du combustible et la méthodologie décrite ci-dessous est tirée de l'expérience française.

La modification de l'écoulement due au fléchissement des crayons induit une réduction du flux critique thermique.

La pénalité qui en résulte est quantifiée par une convolution de deux modèles :

- une loi enveloppe définissant l'ordre de grandeur du fléchissement des crayons, c'est-à-dire de la fermeture du canal, en fonction de l'épuisement du combustible, sur la base de mesures du fléchissement des crayons des assemblages combustibles irradiés.
- une loi définissant la pénalité RFTC en fonction de la fermeture du canal. La loi de pénalité utilisée est celle agréée par la NRC en 1979. Elle conduit à différencier le fonctionnement à plein débit du fonctionnement à débit réduit.

Le modèle résultant donne la pénalité RFTC en fonction de l'épuisement du combustible.

L'expérience de AREVA NP en matière de combustible permet de considérer que la pénalité de fléchissement (PF) est nulle au-dessous d'une valeur d'épuisement de 16000 MWj/t. Au-dessus de cette limite d'épuisement, la pénalité augmente linéairement mais peut être limitée lorsque l'épuisement des crayons augmente. Des analyses antérieures ont indiqué qu'après un épuisement d'environ 35000 MWd/t, les crayons ne présentent pas la valeur maximale du FAH nucléaire.

Après analyse de la diminution de FAH avec l'épuisement dans la gestion des combustibles des EPR, la limite d'épuisement qui est prise en compte pour évaluer le facteur de pénalité dû au fléchissement des crayons (PF : Pénalité de Fléchissement) est 40000 MWj/t.

Ceci décrit la manière dont le crayon est actuellement pris en compte dans la conception de l'EPR. L'application réelle, ultérieurement, dépendra des caractéristiques réelles du combustible.

2.3. DEFINITIONS DU FLUX THERMIQUE ET DE LA PUISSANCE LINEIQUE

Les méthodes de détermination des flux thermiques moyen et maximum du cœur et de la puissance linéique sont données au chapitre **4.3.3**.

2.4. CORRELATIONS ENTRE TRANSFERT DE CHALEUR ET TAUX DE VIDE – DISTRIBUTION RADIALE DE LA PUISSANCE

Le modèle d'écoulement est fondé sur un modèle d'écoulement diphasique (**voir 4.4 FIG 1**) prenant en compte le déséquilibre thermique de la phase liquide et la différence de vitesses des phases liquide et vapeur. Ce modèle est déduit des équations de masse, de quantité de mouvement et de bilan énergétique pour un écoulement turbulent diphasique. L'équation du bilan d'enthalpie de la phase liquide permet des calculs d'ébullition locale. La fermeture des équations nécessite une modélisation physique permettant de décrire les interactions des phases, le mélange turbulent et les interactions fluide-paroi. Ces relations de fermeture sont :

- un modèle de frottement aux parois,
- un modèle de transfert de chaleur,
- un modèle de glissement pour prendre en compte des vitesses différentes pour la phase liquide et pour la phase vapeur,
- des coefficients de viscosité turbulente et de diffusivité qui sont calculés d'après un modèle algébrique et permettent de décrire les effets du mélange.

Pour effectuer les calculs de conception thermo-hydraulique du cœur des REP et plus précisément pour calculer les propriétés locales du fluide nécessaires pour prédire les marges de flux thermique critique, le code de référence d'analyse par sous-canaux FLICA avec ses propres modèles de transfert de chaleur et de rapport de vide est utilisé.

2.5. INSTABILITE HYDRO-DYNAMIQUE

Les écoulements avec ébullition peuvent être sujets à des instabilités thermo-hydro-dynamiques. Ces instabilités ne sont pas acceptables dans des réacteurs car elles peuvent occasionner une modification des conditions thermo-hydrauliques qui peut conduire à une réduction du flux thermique critique par rapport à celui qui est observé dans des conditions d'écoulement permanent ou bien à des vibrations indésirables des composants du cœur. En conséquence, un critère de conception thermo-hydraulique a été élaboré, de manière à garantir que les modes de fonctionnement en cas d'événements PCC1 et 2 ne conduisent pas à des instabilités thermo-hydro-dynamiques.

Deux types spécifiques d'instabilité de l'écoulement sont pris en compte pour le fonctionnement des REP. Il s'agit d'instabilité permanente de Ledinegg (oscillation de débit) et d'instabilité

dynamique avec onde de densité.

L'instabilité de Ledinegg implique une variation brutale du débit d'un régime permanent à un autre. Cette instabilité apparaît lorsque la pente de la courbe perte de charge-débit du circuit primaire ($\delta P/\delta G$ interne) devient inférieure à celle de la courbe perte de charge-débit ($\delta P/\delta G$ externe) d'alimentation de la boucle (hauteur de charge). Le critère de stabilité est donc $\delta P/\delta G$ interne \geq $\delta P/\delta G$ externe.

Le mécanisme d'oscillation de débit dans un canal chauffé peut être décrit comme suit. Brièvement, une fluctuation du débit d'entrée produit une perturbation de l'enthalpie. Ceci perturbe la longueur et la perte de charge de la zone monophasique et entraîne des perturbations de la qualité ou du vide dans la zone diphasique qui remontent le canal avec l'écoulement. Les perturbations de qualité et de longueur de la zone diphasique créent des perturbations de la perte de charge diphasique.

Cependant, comme la perte de charge totale du cœur est maintenue par les caractéristiques du circuit de fluide externe au cœur, il en résulte que la perturbation de la perte de charge diphasique remonte jusqu'à la zone monophasique. Les perturbations qui en découlent peuvent être soit atténuées, soit auto-entretenues.

La conclusion est donnée au chapitre **4.4.4.6**.

2.6. CUVE DU REACTEUR ET HYDRAULIQUE DU CŒUR

2.6.1. Débit de contournement

Le réfrigérant entre dans la cuve du réacteur par les ajutages d'entrée cuve. Il descend ensuite dans l'espace annulaire formé par la cuve du réacteur et l'enveloppe du cœur et remonte dans le cœur et le plenum supérieur. Il sort de la cuve du réacteur par les ajutages de sortie.

Il existe cependant plusieurs chemins de contournement :

- a) Débit de refroidissement du couvercle de cuve à travers les ajutages percés dans la plaque supérieure.
Ce débit de contournement est constitué d'eau issue de l'espace annulaire de descente.
Le fluide est ensuite dirigé du dôme vers le plenum supérieur.
En configuration "dôme chaud" qui est l'option de conception retenue, ce débit est dirigé vers le bas dans certains tubes guides, en fonctionnement normal. Dans d'autres tubes guides, il existe une circulation ascendante.
- b) Fluide entrant dans les tubes guides des grappes de commande pour refroidir les barres de commande, les crayons de poison (s'ils sont utilisés), les sources et l'instrumentation.
- c) Débit de fuite partant de l'ajutage d'entrée de la cuve directement vers l'ajutage de sortie de la cuve en passant par l'espace entre la cuve et l'enveloppe de cœur.
- d) Fluide qui passe entre le réflecteur lourd et l'enveloppe du cœur et à l'intérieur du réflecteur lourd pour refroidir ces composants et qui n'est pas considéré comme disponible pour le refroidissement du cœur.
- e) Écoulement dans les espaces entre les assemblages combustibles périphériques du cœur et le réflecteur lourd adjacent.

Les différentes contributions ci-dessus sont représentées en **4.4 TAB 2**. La valeur de calcul maximale du débit de contournement du cœur est égale à 5,5 % du débit total de la cuve.

Sur le total, 2,0 % sont associés au cœur et le reste aux équipements internes. Des calculs ont été effectués en utilisant des tolérances dans la direction la plus défavorable et en tenant compte d'incertitudes de pertes de charge.

2.6.2. Défaut de répartition du débit à l'entrée du cœur

Généralement, la répartition du débit à l'entrée n'est pas uniforme. Des études réalisées avec FLICA en diminuant le débit dans une zone limitée d'entrée du cœur indiquent qu'il se produit un réajustement

rapide jusqu'à un tiers de la hauteur du cœur et que, par conséquent, le défaut de répartition du débit à l'entrée a, dans la pratique, un effet négligeable sur le RFTC du canal chaud. Cette redistribution du débit est due au réajustement des vitesses du fluide. En conséquence, le défaut de répartition du débit à l'entrée du cœur n'entraîne pas de pénalités sur la valeur du RFTC et sa localisation ; aucune pénalité n'est prise en compte.

2.6.3. Pertes de charge dans la cuve du réacteur

Des pertes de charge sont dues au frottement sur les parois et aux changements de géométrie des parois guidant le fluide. On suppose que l'écoulement est monophasique, turbulent et le fluide incompressible. Ces hypothèses s'appliquent aux calculs des pertes de charge dans le cœur et la cuve réalisés pour déterminer le débit dans le circuit primaire. Les effets diphasiques sont négligés dans l'évaluation des pertes de charge dans la cuve car le taux de vide moyen du cœur est négligeable.

Le caractère diphasique de l'écoulement est pris en compte dans les analyses thermo-hydrauliques par sous-canaux du cœur.

En raison de la complexité de la géométrie de l'écoulement dans le cœur et la cuve, on ne dispose pas de valeurs analytiques précises des coefficients de forme et de frottement. Des valeurs expérimentales de ces coefficients sont donc obtenues à partir de modèles géométriquement similaires.

Les coefficients de perte de charge dans le cœur sont déterminés lors d'essais hydrauliques sur des assemblages combustible avancés 17 x 17. Ces essais sont réalisés dans une boucle d'essai sur une large plage de nombres de Reynolds, y compris ceux que l'on rencontre dans le cœur d'un REP.

Les pertes de charge dans la cuve sont obtenues par combinaison de la perte dans le cœur issues d'essais hydrauliques sur maquette à échelle réduite réalisés sur un certain nombre de cuves et corrélés et de modèles de perte de charge.

Des mesures de débit primaire seront réalisées (**voir chapitre 4.4.5.1**) au cours des essais de démarrage de la centrale pour vérifier que les débits utilisés dans la conception, qui sont déterminés en partie sur la base des pertes de charge calculées selon la méthode décrite ici, sont conservatifs.

2.6.4. Forces hydrauliques

Les forces hydrauliques maximales exercées sur les équipements internes de la cuve sont atteintes pour les conditions de débit maximal.

En fonctionnement nominal, les forces hydrauliques sont calculées avec le débit mécanique de conception, en prenant en compte la valeur minimale du débit de contournement du cœur.

Aux conditions d'arrêt à froid, les forces hydrauliques sont calculées avec les mêmes débits (cuve et contournement du cœur) mais en prenant en compte la différence de densité du réfrigérant. Ceci correspond à des valeurs enveloppe pour le fonctionnement normal.

Les conditions d'un transitoire de survitesse d'une pompe primaire, capable de produire des débits de 20 % supérieurs au débit mécanique de conception sont utilisées pour déterminer l'enveloppe des forces hydrauliques dans des conditions transitoires.

Des essais hydrauliques ont été utilisés pour vérifier la valeur des charges hydrauliques pendant des transitoires de survitesse de la pompe au débit mécanique de calcul, à chaud comme à froid.

2.6.5. Dimensionnement hydraulique des équipements internes

Les cuves des réacteurs EPR et les équipements internes de ces cuves présentent des caractéristiques nouvelles par rapport à celles des modèles antérieurs et ces caractéristiques sont importantes pour le dimensionnement hydraulique. Les évolutions résultent des nouvelles options retenues, de nouvelles exigences ou de la convergence entre les conceptions française et allemande existantes.

Les évolutions les plus importantes sont les suivantes :

Équipements internes inférieurs :

- dispositif de répartition de débit, situé au-dessous de la plaque support du cœur qui assure une répartition relativement uniforme du débit à l'entrée du cœur et empêche la formation de tourbillons à l'intérieur du plénum inférieur. Ce nouvel élément résulte du choix fait dans l'EPR de supprimer les pénétrations en fond de cuve, ce qui laisse le plénum inférieur vide.
- le réflecteur lourd, composant massif, remplace le cloisonnement autour de la cavité du cœur.

Équipements internes supérieurs :

- La conception des tubes guide des barres de commande, et des colonnes entretoises a été modifiée pour être adaptée à la fois à la conception des mécanismes de commande des grappes (inspirée du modèle KONVOI) et aux caractéristiques du cœur et des assemblages combustibles de l'EPR (inspirées des normes françaises).

De plus, d'autres évolutions sont apparues dans la cuve du réacteur par rapport aux modèles actuels : augmentation de la taille du cœur, augmentation du nombre de clés radiales (huit au lieu de six), augmentation de l'espace radial dans la descente annulaire.

En raison de ces évolutions, il est nécessaire de vérifier que les caractéristiques hydrauliques générales de la cuve du réacteur répondent aux objectifs de caractéristiques hydrauliques, c'est-à-dire que la répartition du débit à l'entrée et à la sortie du cœur reste satisfaisante, qu'un mélange suffisant intervient en amont de l'entrée du cœur entre les débits des quatre boucles, que les équipements internes sont suffisamment refroidis, que leur dimensionnement mécanique permet un fonctionnement en sécurité.

Cette conception est réalisée en trois étapes :

- Première étape : conception préliminaire, par le retour d'expérience d'autres centrales (N4 et P4 en France et KONVOI en Allemagne) ou sur des résultats expérimentaux.
- Seconde étape : contrôle et optimisation de la conception, en effectuant des calculs au moyen d'un code de calcul hydraulique 3D qualifié lors d'essais sur maquette représentatifs (code STAR-CD).
- Troisième étape : validation de la conception, en effectuant des essais de validation de la conception finale :

Essais de validation finale avant fabrication de la cuve du réacteur

Essais de mise en service avant démarrage de la centrale.

2.7. EFFETS THERMIQUES LORS DES TRANSITOIRES NORMAUX

Les limites de sûreté du cœur vis-à-vis du flux critique sont définies en fonction de la température du réfrigérant, de la pression, de la puissance du cœur et des distributions axiale et radiale de la puissance. Un fonctionnement au dessus de ces limites garantit que les critères de conception RFTC sont respectés.

Le chapitre **4.4.4.1** donne une description de la chaîne de protection bas RFTC et du réglage du seuil d'arrêt automatique du réacteur par bas RFTC. Cette fonction assure une protection suffisante à la fois pour le fonctionnement en régime permanent et pour les transitoires incidentels suffisamment lents par rapport aux délais de transport du fluide dans le circuit primaire. En outre, pour des transitoires rapides et des transitoires à partir de la puissance nulle à chaud, des fonctions spécifiques de protection sont prévues.

2.8. INCERTITUDES

2.8.1. Flux thermique critique

a) Traitement des incertitudes dans les calculs du RFTC

On utilise une approche statistique pour combiner les incertitudes affectant le RFTC.

Les incertitudes présentant un caractère aléatoire et une loi de probabilité connue sont traitées selon des méthodes statistiques, les autres sont traitées selon des méthodes déterministes.

Cette approche est utilisée pour garantir le respect du critère de RFTC pour tous les transitoires sauf pour le transitoire de retrait incontrôlé d'un groupe réacteur sous-critique ou à puissance faible, et pour le transitoire de rupture de tuyauterie vapeur pour lesquels les incertitudes sont combinées de façon déterministe.

b) Evaluation de l'incertitude globale relative au RFTC.

b-1) Approche statistique

Pour établir la relation entre les incertitudes affectant le RFTC et la variation du RFTC, on utilise une variable définie par l'équation suivante :

$$Y = \frac{RFTC_r}{RFTC_c}$$

$RFTC_r$ est la valeur réelle du RFTC et $RFTC_c$ est la valeur calculée, déterminée en prenant en compte les valeurs de tous les paramètres associés au calcul du RFTC à leur valeur la plus probable.

$RFTC_c$ est la valeur du RFTC calculée en fonctionnement par l'algorithme mis en oeuvre dans le contrôle-commande (CC).

Prob ($RFTC_r > T$) = 95 % avec un niveau de confiance de 95 % est équivalent à : Prob ($RFTC_c \times Y > T$) = 95 % avec un niveau de confiance de 95 %.

Si m et σ sont la valeur moyenne et l'écart-type de la distribution des probabilités pour la variable aléatoire Y , la Prob ($RFTC_c \times Y > T$) = 95 % avec un niveau de confiance de 95 % est garantie si $RFTC_c > T / m_Y$ (1-1,645 σ_Y).

$RFTC_r$ est une variable aléatoire qui peut être décomposée en produit des variables aléatoires suivantes :

$$RFTC_r = \frac{\Phi_{rc}}{\Phi_{cp}} \times \frac{\Phi_{cp}}{\Phi_{IDC}} \times \frac{\Phi_{IDC}}{\Phi_{rl}} \times P$$

où :

Φ_{rc} = flux thermique critique réel,

Φ_{cp} = flux thermique critique prédit par la corrélation de FTC,

Φ_{IDC} = flux thermique local calculé par le code de calcul,

Φ_{rl} = flux thermique local réel dans les mêmes conditions thermohydrauliques,

P = facteur de pénalité,

$\frac{\Phi_{cp}}{\Phi_{IDC}}$ = $RFTC_{DC}$, c'est-à-dire la valeur de RFTC calculée par le code de calcul.

$RFTC_{DC}$ est une variable aléatoire qui est fonction des variables aléatoires du système (T^o , P , puissance locale, etc.).

$RFTC_{DC}$ peut également être décomposé comme suit :

$$RFTC_{DC} = \frac{RFTC_{DC}}{RFTC_{DC0}} \times \frac{RFTC_{DC0}}{RFTC_{ao}} \times RFTC_{ao}$$

où :

$RFTC_{DC0}$ = RFTC calculé par le code de calcul aux valeurs les plus probables,

$RFTC_{ao}$ = RFTC calculé en ligne par l'algorithme du contrôle commande aux mêmes valeurs les plus probables.

En conséquence :

$$Y = \frac{RFTC_r}{RFTC_{ao}} = \frac{\Phi_{rc}}{\Phi_{cp}} \times \frac{RFTC_{DC}}{RFTC_{DC0}} \times \frac{RFTC_{DC0}}{RFTC_{ao}} \times \frac{\Phi_{IDC}}{\Phi_{rl}} \times P$$

• Y est le produit d'un facteur P et des variables aléatoires suivantes :

• $\frac{\Phi_{cp}}{\Phi_{IDC}}$: la distribution de probabilités de cette variable est fournie par la mise en oeuvre de la corrélation de FTC FC. Il s'agit d'une distribution normale caractérisée par une valeur moyenne m_c et un écart-type σ_c .

Cet aspect est développé à la section 4.4.2.2.

• $\frac{RFTC_{DC}}{RFTC_{DC0}}$: Cette variable aléatoire est fonction des variables aléatoires indépendantes suivantes :

- paramètres de fonctionnement de la centrale (qui sont mesurés sur site) :

température d'entrée,

pression du réacteur,

puissance locale,

débit primaire relatif mesuré ;

- paramètres qui ne sont pas détectés mais qui influencent le RFTC :

o incertitudes liées au taux d'enrichissement, aux diamètres et à l'évidement des pastilles ($F_{\Delta H}^E, F_Q^E$).

La distribution de probabilités de cette variable représentative de l'incertitude globale du système est caractérisée par une valeur moyenne m_s et un écart-type σ_s .

• $\frac{RFTC_{DC0}}{RFTC_{ao}}$: cette variable aléatoire rend compte de l'incertitude de l'algorithme de calcul de RFTC du contrôle commande.

La distribution de probabilités de cette variable est caractérisée par les deux paramètres m_a et σ_a .

• $\frac{\Phi_{IDC}}{\Phi_{rl}}$: cette variable aléatoire rend compte de l'incertitude du code de calcul. Sa distribution de probabilités est caractérisée par les deux paramètres : m_{DC} , σ_{DC} .

- Une incertitude supplémentaire doit être prise en compte : l'incertitude transitoire par rapport au régime permanent.

Cette incertitude rend compte de toute discordance introduite par l'utilisation des propriétés locales du fluide résultant de l'analyse de transitoires accidentels pour déterminer le RFTC en régime permanent. Elle est indépendante des incertitudes notées ci-dessus.

Les paramètres caractérisant la distribution de probabilités sont m_{tSS} , σ_{tSS} .

• Le facteur P correspond à toutes les incertitudes qui seront traitées de façon déterministe :

• débit total absolu,

• débit de contournement du cœur,

• effet du fléchissement des crayons : PF (pénalité de fléchissement des crayons),

- données neutroniques,
- déclenchement de la limite d'arrêt automatique du réacteur,
- etc.

A l'exception du fléchissement des crayons, toutes ces incertitudes sont directement prises en compte dans les paramètres utilisés lors de l'analyse des transitoires.

Le **4.4 TAB 3** résume toutes les variables.

Comme toutes les variables ci-dessus (mesures différentes, algorithme du contrôle commande, corrélation de FTC, code de calcul, incertitudes de fabrication) sont indépendantes et comme les perturbations par rapport à la valeur moyenne sont petites, le coefficient de variation rendant compte de la distribution de l'incertitude associée au RFTC se calcule comme suit :

$$V_Y^2 = \left(\frac{\sigma_Y}{m_Y}\right)^2 = \left(\frac{\sigma_c}{m_c}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_s}{m_s}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_a}{m_a}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_{tss}}{m_{tss}}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_{DC}}{m_{DC}}\right)^2 \quad (1)$$

Par ailleurs, la fonction de distribution de probabilités de Y est proche d'une distribution normale avec :

valeur moyenne : $m_Y = m_c \times m_s \times m_a \times m_{tss} \times m_{DC} \times P$,

écart-type $\sigma_Y = m_Y \times V_Y$.

En conséquence, la probabilité que le RFTC soit supérieur au seuil T est de 95 % avec un niveau de confiance de 95 % si le RFTC est supérieur au seuil $RFTC_{th}$ défini ainsi :

$$REC_{th} = \frac{T}{m_Y (1 - 1.645 V_Y)}$$

Tous les termes de l'équation (1) sont calculés séparément à l'exception de σ_s/m_s qui est évalué selon une méthode de Monte-Carlo.

b-2) Approche déterministe

Toutes les incertitudes mentionnées ci-dessus sont traitées de façon déterministe.

De plus, comme le calcul simplifié du RFTC sur site n'est pas utilisé pour protéger le cœur contre les bas RFTC pour les transitoires concernés par l'approche déterministe, que ce soit en utilisant le déclenchement du système de protection ou en utilisant la surveillance des conditions limites d'exploitation (LCO) du RFTC, chaque paramètre affectant le RFTC doit être surveillé par une condition limite d'exploitation (LCO) spécifique et, par conséquent, son incertitude doit être prise en compte.

Ces paramètres sont par exemple :

- la température primaire moyenne,
- la pression du réacteur,
- la puissance locale.

En ce qui concerne la distribution de puissance, l'analyse des transitoires sera effectuée en utilisant la plus défavorable.

Incertitude relative au code de calcul et au coefficient de mélange

Les résultats d'une étude de sensibilité avec le code de calcul montrent que le RFTC minimal dans le canal chaud est relativement peu sensible aux variations de la distribution radiale de la puissance sur l'ensemble du cœur (pour la même valeur de $F_{\Delta H}^N$).

Des études ont été réalisées pour déterminer la sensibilité du RFTC minimal dans le canal chaud aux maillages radiaux et axiaux, à la vitesse d'entrée, au coefficient de perte de charge, aux distributions de puissance, aux coefficients de mélange et au modèle de vide.

Les résultats de ces études montrent que le RFTC minimal dans le canal chaud est relativement sensible aux variations de trois de ces paramètres : les coefficients de mélange, le modèle diphasique et la distribution radiale des coefficients de perte de charge de grille.

Pour la grille de combustible, de nombreux essais de mélange ont été effectués en utilisant les mêmes configurations expérimentales que celles utilisées pour les essais de flux critique.

Ces données de mélange ont abouti à une valeur moyenne du coefficient de mélange significativement supérieure à la valeur de calcul utilisée dans les calculs du code de conception (**voir chapitre 4.4.2.2.3**).

2.8.2. Justification de la combinaison statistique des incertitudes

Conformément aux explications ci-dessus, on utilise une approche statistique pour combiner les incertitudes suivantes affectant le RFTC :

- incertitude relative à la corrélation de flux critique (m_c, σ_c),
- incertitude relative au système complet (m_s, σ_s),
- incertitude relative à l'algorithme (m_a, σ_a),
- incertitude relative au code de calcul (m_{DC}, σ_{DC}),
- incertitude régime transitoire en fonction du régime permanent (m_{tss}, σ_{tss}).

Les paramètres indépendants pour lesquels l'incertitude présente un caractère aléatoire et une loi de probabilité connue de façon précise sont traités selon la méthode statistique.

Incertitude relative à la corrélation de flux critique

L'évaluation des caractéristiques de la corrélation de flux critique FC sur la base d'une comparaison avec les résultats d'essais de flux critique a conduit à définir la distribution de probabilités du rapport du flux critique mesuré au flux critique prédit. Le rapport présente une distribution normale (**voir chapitre 4.2.2.2**).

Incertitude relative au système complet

Deux types principaux d'incertitudes sont définis, chacune de ces incertitudes pouvant être divisée en plusieurs incertitudes.

Incertitudes relatives à des paramètres physiques mesurés en fonctionnement :

Les paramètres de fonctionnement suivants de la centrale sont utilisés pour le calcul du RFTC : la température d'entrée, la pression du pressuriseur, le débit primaire relatif mesuré et la puissance locale. La température d'entrée est obtenue d'après les indications des sondes pyrométriques de la branche froide, la pression du pressuriseur est obtenue d'après les indications des capteurs de pression primaire, le débit primaire relatif mesuré est obtenu d'après les indications des capteurs de vitesse du groupe motopompe primaire (GMPP) et la distribution de puissance du canal chaud est donnée directement par l'instrumentation neutronique interne du cœur au moyen de collectrons. Chaque processus de mesure est indépendant de l'autre (sonde pyrométrique sur la branche froide, capteur de pression sur le dessus du pressuriseur, capteur de vitesse sur le GMPP et collectrons à l'intérieur du cœur). Une incertitude donnée d'une sonde pyrométrique due à une erreur d'étalonnage n'a par exemple aucune relation avec celle du capteur du pressuriseur ou avec celle de la vitesse des GMPP.

Entre le capteur et le signal utilisé dans le système de protection, certains dispositifs sont intercalés (par exemple pour la température : convertisseur ohms-ampères, convertisseur ampères-volts, module d'isolation si nécessaire et convertisseur analogique/numérique), chacun de ces dispositifs ayant une incertitude indépendante et aléatoire, il est traité de façon statistique.

La distribution de puissance du canal chaud introduit les incertitudes sur la précision du système de mesure aeroball (prenant en compte la précision du taux d'activation, la reconstruction de la densité de puissance relative, la discrétisation du taux d'épuisement et le nombre d'assemblages instrumentés) et sur la précision des signaux des collectrons (dérive, provision relative aux poisons consommables...).

L'incertitude globale peut être divisée en plusieurs distributions de probabilités indépendantes (incertitudes relatives aux capteurs, à l'étalonnage des capteurs-transmetteurs, etc.). La distribution de

probabilités résultante d'un aussi grand nombre de variables aléatoires est une distribution normale, comme cela est généralement observé pour l'incertitude des mesures.

Incertitudes relatives aux tolérances de fabrication des pastilles :

Le facteur $F_{\Delta H}^E$ rend compte des variations des variables de fabrication qui affectent la puissance thermique le long du canal. Ces variables sont le diamètre, la densité et le taux d'enrichissement de l'U 235 des pastilles. Les incertitudes relatives à ces variables sont déterminées par échantillonnage des données de fabrication. L'incertitude résultante est indépendante des incertitudes notées ci-dessus. La distribution s'avère normale.

Incertitude relative à l'algorithme

Cette incertitude rend compte de la différence entre le calcul du code de conception et le calcul de l'algorithme de calcul du RFTC implanté sur site dans les mêmes conditions thermo-hydrauliques. L'algorithme est ajusté sur les calculs du code de conception.

Une analyse statistique permet de déterminer la distribution de probabilités de différences entre l'algorithme et le code de conception. La distribution s'avère normale.

Incertitude relative au code de conception

L'incertitude relative au code de conception inclut tous les effets de l'analyse du cœur complet au moyen d'un code numérique. Comme l'analyse des essais de flux thermique visant à définir les caractéristiques de la corrélation est réalisée au moyen du code de conception, l'ensemble des flux thermiques prédits pour chaque série de données expérimentales inclut l'incertitude relative au code de calcul et, par conséquent, les paramètres m et σ de la corrélation également.

Incertitude régime transitoire en fonction du régime permanent

Cette incertitude rend compte de toute discordance introduite par le calcul du RFTC en régime permanent utilisant les propriétés locales du fluide tirées d'analyses en régime transitoire. Elle est indépendante des incertitudes notées ci-dessus. Elle est réputée avoir une distribution normale.

2.8.3. Températures du combustible et de la gaine

La température du combustible est fonction de l'épaisseur d'oxyde, de la gaine, de l'interstice entre pastilles et gaine et de la conductance des pastilles. Les incertitudes relatives au calcul de la température du combustible sont essentiellement de deux types :

- les incertitudes de fabrication, par exemple des variations dans les dimensions des pastilles et de la gaine,
- les incertitudes relatives à la densité et au modèle des pastilles, par exemple des variations de la conductivité des pastilles et de la conductance de l'interstice.

Ces incertitudes ont été quantifiées par comparaison du modèle thermique aux mesures de thermocouples en réacteur, par des mesures hors réacteur des propriétés du combustible et de la gaine et par des mesures des dimensions du combustible et de la gaine au cours de la fabrication. Les incertitudes obtenues sont ensuite

utilisées dans toutes les évaluations faisant intervenir la température du combustible.

Outre l'incertitude relative à la température décrite ci-dessus, l'incertitude de mesure lors de la détermination de la puissance locale et l'effet de variations de la densité et du taux d'enrichissement sur la puissance locale sont pris en compte pour établir le facteur de flux thermique du canal chaud.

L'incertitude affectant la détermination de la température de la gaine résulte d'incertitudes relatives à l'épaisseur d'oxyde. En raison de l'excellent transfert de chaleur entre la surface du crayon et le réfrigérant, la baisse de température dans la gaine n'apporte pas de contribution appréciable à cette incertitude.

2.8.4. Hydraulique

a) Incertitudes liées aux pertes de charge dans le cœur et la cuve

Les pertes de charge sont calculées sur la base du débit le plus probable. Les incertitudes qui y sont attachées concernent à la fois les résultats d'essais et l'extrapolation de ces valeurs au réacteur.

Les pertes de charge dans le cœur et la cuve trouvent leur utilisation essentielle dans la détermination des débits dans le circuit primaire. De plus, des essais seront effectués sur les GMPP avant la criticité initiale pour vérifier qu'une valeur conservative du débit primaire a été utilisée lors de la conception et de l'analyse du réacteur.

b) Incertitudes dues à un défaut de répartition du débit d'entrée

Les effets des incertitudes relatives à la distribution de débit d'entrée utilisée dans les analyses thermiques du cœur sont commentés au chapitre **4.4.2.6.2**.

c) Incertitudes relatives aux débits

Le débit thermo-hydraulique est défini pour être utilisé dans les évaluations des caractéristiques thermo-hydrauliques du cœur qui tiennent compte des incertitudes de prédiction et de mesure.

De plus, on admet qu'un maximum de 5,5 % du débit thermo-hydraulique est inefficace en termes de capacité d'évacuation de la chaleur du cœur du fait que cette part du débit contourne le cœur par les divers cheminements du fluide disponibles dans la cuve et décrits au chapitre **4.4.2.6.1**.

d) Incertitudes relatives aux forces hydrauliques

Comme expliqué au chapitre **4.4.2.6.4**, l'enveloppe des forces hydrauliques sur l'assemblage combustible est évaluée en fonctionnement normal en conditions d'arrêt à froid et en régime transitoire pour un transitoire de survitesse de la pompe créant des débits de 20 % supérieurs au débit mécanique de conception. Le débit mécanique de conception est supérieur de 8 % à la valeur de conception la plus probable.

e) Incertitudes relatives au dimensionnement hydraulique des internes

Les incertitudes sont prises en compte soit en envisageant des hypothèses pessimistes pour les conditions aux limites des calculs, soit grâce au conservatisme inhérent au code ou aux schémas numériques utilisés pour effectuer le calcul.

3. PARAMETRES THERMO-HYDRAULIQUES DE FONCTIONNEMENT

3.1. PROGRAMME DE TEMPERATURE EN FONCTION DE LA PUISSANCE

La relation entre la température du circuit primaire et la puissance est représentée en **4.4 FIG 2** pour le débit thermo-hydraulique, pour le débit le plus probable et pour le débit mécanique.

3.2. CARACTERISTIQUES THERMO-HYDRAULIQUES

Les caractéristiques thermo-hydrauliques sont données en **4.4 TAB 1**.

4. METHODES D'ANALYSE ET DONNEES D'ETUDE

4.1. METHODOLOGIE UTILISEE POUR L'ANALYSE DES TRANSITOIRES

Réglages de l'arrêt automatique du réacteur (AAR) par bas RFTC et des conditions limites d'exploitation (LCO = Limiting Conditions of Operation).

Les transitoires à analyser sont des événements de PCC2 et, également, certains événements transitoires particuliers de PCC3 ou PCC4 (comme la rupture de tuyauterie vapeur).

La méthodologie dépend de la chaîne de protection sollicitée pendant les transitoires : bas RFTC ou non.

Pour les cas de sollicitation de la chaîne de protection bas RFTC, il faut définir les seuils de la protection bas RFTC. Dans le second cas, le but est de définir une valeur du critère de RFTC qui doit être respectée pour chaque transitoire de cette catégorie.

Les transitoires sont répartis en trois catégories :

- Transitoires de type I : transitoires en puissance pour lesquels la protection bas RFTC est efficace.
- Transitoires de type II : transitoires en puissance pour lesquels la protection bas RFTC n'est pas efficace.
- Transitoires de type III : transitoires étudiés à partir de l'arrêt à chaud (retrait incontrôlé de groupes à puissance nulle et rupture de tuyauterie vapeur).

4.1.1. Transitoires en puissance (réglages du seuil d'arrêt automatique du réacteur par bas RFTC et des conditions limites d'exploitation)

Comme la protection bas RFTC et la surveillance des LCO du RFTC sont basées sur la valeur du RFTC élaborée par l'algorithme simplifié, le seuil d'arrêt automatique du réacteur par bas RFTC et le seuil des LCO vis-à-vis du RFTC ($RFTC_{LCO}$) sont définis en prenant en compte les incertitudes liées à l'élaboration du RFTC et la précision des mesures.

La crise d'ébullition (atteinte du critère de RFTC) est évitée en maintenant les valeurs du RFTC calculées en fonctionnement au-dessus des seuils.

Les incertitudes peuvent être différentes pour les deux systèmes car elles sont associées à la précision des systèmes aux conditions de fonctionnement respectives de ces derniers.

Pour définir les deux seuils, il est nécessaire de répartir les transitoires en deux classes :

Les transitoires pour lesquels l'arrêt automatique du réacteur par bas RFTC est efficace (transitoires de type I) :

Ils sont caractérisés par les conditions suivantes :

- des paramètres qui affectent le RFTC pendant le transitoire sont utilisés dans la chaîne de protection bas RFTC,
- l'évolution des paramètres est suffisamment lente pour être correctement suivie par la chaîne de protection bas RFTC.

L'arrêt automatique du réacteur par bas RFTC est déclenché chaque fois que le RFTC atteint le critère de sûreté (SC : Safety Criterion).

La variable $Y = \frac{RFTC_r}{RFTC_{PS}}$ est caractérisée par une valeur moyenne (m_Y^{PS})

et un écart-type (σ_Y^{PS}).

$RFTC_{PS}$ est la valeur du RFTC calculée par l'algorithme du système de protection.

L'arrêt automatique du réacteur par bas RFTC est ensuite déclenché lorsque la valeur du RFTC calculée par le système de protection atteint la valeur seuil $RFTC_{PS}$ calculée comme suit

$$RFTC_{PS} = \frac{SC}{m_Y^{PS} (1 - 1.645 \sigma_Y^{PS})}$$

Ceci signifie que la probabilité d'éviter la crise d'ébullition est alors de 95 %, à un niveau de confiance de 95 %.

Les transitoires pour lesquels la protection par bas RFTC n'est pas efficace (transitoires de type II) :

Dans ce cas, l'arrêt automatique du réacteur est obtenu uniquement en utilisant des paramètres spécifiques (dans de nombreux cas, un seul paramètre, par exemple basse vitesse de la pompe). En conséquence, il est nécessaire de surveiller les autres paramètres non pris en compte pour l'élaboration de l'AAR et de déterminer le seuil du système de surveillance des conditions limites d'exploitation (LCO) vis-à-vis du RFTC.

Le point le plus critique est associé à la distribution de puissance et la meilleure méthode consiste à surveiller la valeur initiale du RFTC.

En fonctionnement normal, la valeur du RFTC calculée par l'algorithme doit être maintenue au-dessus d'un seuil de surveillance du RFTC ($RFTC_{LCO}$) afin que la crise d'ébullition soit évitée au cours du transitoire prévu.

Le transitoire le plus caractéristique de ce type d'accident est la perte totale de débit primaire (4 pompes).

Pour dimensionner la chaîne de surveillance des LCO vis à vis du RFTC pour ce type de transitoires, on calcule la variation maximale du RFTC pour tous les transitoires de cette catégorie.

Le transitoire qui conduit à la variation maximale du RFTC permet de déterminer le seuil bas RFTC de surveillance des LCO ($RFTC_{LCO}$) :

$$RFTC_{LCO} = \frac{[SC + (\Delta RFTC)_{max}]}{m_Y^{SS} (1 - 1.645 \sigma_Y^{SS})}$$

où m_Y^{SS} et σ_Y^{SS} sont la valeur moyenne et l'écart type de la variable

$Y = \frac{RFTC_r}{RFTC_{SS}}$ et $RFTC_{SS}$ est la valeur du RFTC calculée par le système de surveillance.

En fonctionnement normal, le RFTC doit toujours rester au-dessus du seuil bas RFTC ($RFTC_{LCO}$), le critère de RFTC sera donc respecté si ce type de transitoire se produit.

4.1.2. Transitoires à puissance nulle à chaud (critère RFTC de conception)

Les transitoires appelés transitoires de type III sont les suivants :

- retrait incontrôlé de groupes réacteur sous-critique ou à basse puissance,
- rupture de tuyauterie vapeur.

Une analyse particulière est réalisée pour ces transitoires. Une protection spécifique est nécessaire car la chaîne de protection bas RFTC n'est pas efficace.

Le RFTC minimum est calculé pendant le transitoire et il doit toujours être supérieur au critère de conception du RFTC évalué de façon déterministe.

Cette limite inclut uniquement :

- l'incertitude relative à la corrélation et au code de conception,
- l'incertitude relative au fléchissement des crayons (PF) à l'exception de la rupture tuyauterie vapeur (RTV) puisque le fléchissement des crayons n'a aucun effet aux basses pressions.

4.2. INFLUENCE DE LA DISTRIBUTION DE PUISSANCE

La distribution de puissance dans le cœur, largement déterminée en début de vie par le taux d'enrichissement du combustible, le plan de chargement et le niveau de puissance du cœur, est également fonction de variables telles que l'efficacité et la position des barres de commande et l'usure du combustible. Les distributions radiales d'élevation d'enthalpie dans le cœur, qui sont déterminées au moyen de l'intégrale de la puissance de chaque canal, sont d'une grande importance pour les analyses du RFTC. Ces distributions de puissance sont caractérisées par $F_{\Delta H}^N$ et par les distributions axiales de flux thermique.

Compte tenu de la puissance locale $q'(W/cm)$ en un point x, y, z dans un cœur comportant N crayons combustibles et ayant une hauteur H , le facteur nucléaire d'élevation d'enthalpie est donné par :

$$F_{\Delta H}^N = \frac{\text{puissance du crayon chaud}}{\text{puissance moyenne du crayon}} = \frac{\max_O \int_0^H q'(x_o, y_o, z) dz}{\frac{1}{N_{\text{touscrayons}}} \sum_O \int_0^H q'(x, y, z) dz}$$

où :

x_0, y_0 sont les coordonnées de position du crayon chaud.

La modalité d'utilisation de $F_{\Delta H}^N$ dans les calculs de RFTC est importante.

La position du RFTC minimum dépend du profil axial de puissance et la valeur du RFTC dépend de l'élévation d'enthalpie à ce point. Fondamentalement, la valeur maximale de la puissance intégrée sur les crayons du cœur est utilisée pour identifier le crayon le plus probable pour le RFTC minimum. On obtient un profil axial de puissance qui, lorsqu'il est normalisé à la valeur de $F_{\Delta H}^N$, représente le flux thermique axial le long du crayon chaud. Les crayons voisins sont supposés avoir le même profil axial et la distribution des puissances intégrées par crayon (distribution radiale) correspond à une distribution typique dans l'assemblage chaud. De cette manière, les profils axiaux correspondant aux cas pénalisants peuvent être combinés à des distributions radiales correspondant aux cas pénalisants pour les calculs de RFTC de référence.

Il convient de noter à nouveau que $F_{\Delta H}^N$ est une intégrale et est utilisé comme tel dans les calculs de RFTC. Les flux thermiques locaux sont obtenus en utilisant les distributions de puissance explicites du crayon chaud et des crayons adjacents qui prennent en compte des variations des formes des nappes de puissance sur l'ensemble du cœur.

Le facteur nucléaire d'élévation d'enthalpie $F_{\Delta H}$ correspond à :

$$F_{\Delta H} = \max_{xy} (P_{\Delta H}(x, y))$$

où $P_{\Delta H}(x, y)$ est la distribution radiale de l'élévation d'enthalpie du canal (x, y) :

$$P_{\Delta H}(x, y) = \frac{\int_D^H P(x, y, z) dz}{\int_D^H dz}$$

et $P(x, y, z)$ est la puissance relative dans le canal (x, y) à la hauteur z .

Pour chaque canal, la puissance relative moyenne est la moyenne des puissances relatives des crayons entourant le canal, pondérée par les périmètres chauffants de la partie des crayons qui se trouve dans le canal considéré.

Les études de conception sont réalisées avec des distributions de puissance calculées au moyen des codes de calcul neutroniques.

Pour les transitoires de type I et de type II (**voir chapitre 4.4.4.1**) les fonctions de protection des CC associées au cœur protègent le cœur contre des distributions de puissance pénalisantes.

La distribution de puissance du canal chaud est directement issue de l'instrumentation nucléaire fixe interne du cœur (incore) au moyen des collectrons.

En conséquence, les deux incertitudes suivantes sont associées aux distributions de puissance :

- l'incertitude de reconstruction de la distribution de puissance,
- la précision des mesures.

Pour les transitoires de type III (**voir chapitre 4.4.4.1**) l'incertitude relative à la distribution de puissance est l'incertitude de calcul qui affecte la valeur du RFTC calculée par le code de conception.

Pour les analyses des accidents de perte de réfrigérant primaire (APRP), on utilise une valeur $F_{\Delta H}^N$ de conception de découplage égale à 1,80.

Elle prend en compte les incertitudes relatives aux calculs de la distribution de puissance, la pénalité xénon correspondant aux oscillations radiales et azimutales et une provision pour les changements de combustible.

4.3. CODE DE CALCUL

L'objet de la conception thermo-hydraulique du cœur du réacteur est de déterminer la capacité maximale d'évacuation de chaleur dans tous les sous-canaux et de montrer que les limites de sûreté du cœur ne sont pas dépassées lors de la combinaison des effets géométriques et nucléaires. La conception thermo-hydraulique prend en compte les variations locales des dimensions, de la production de puissance, de la redistribution du débit et du mélange.

La conception est réalisée en utilisant le code de calcul FLICA qui possède des modèles de matrices réalistes élaborés pour rendre compte des effets hydrauliques et nucléaires sur l'élévation d'enthalpie dans le cœur. Le comportement de l'assemblage chaud est déterminé par superposition de la distribution de puissance sur les assemblages et de la répartition du débit d'entrée tout en tenant compte du mélange et de la répartition du débit entre les assemblages. Le débit et l'enthalpie moyens dans l'assemblage le plus chaud sont obtenus par l'analyse assemblage par assemblage dans le cœur entier. La variation locale de la puissance, des caractéristiques de fabrication des crayons combustibles et des pastilles et le mélange à l'intérieur de l'assemblage le plus chaud sont ensuite superposées aux conditions moyennes de l'assemblage le plus chaud pour déterminer les conditions dans le canal chaud.

Le code de calcul FLICA a été utilisé en régime permanent et transitoire pour déterminer la densité du réfrigérant, la vitesse massique, l'enthalpie, le taux de vide, la pression statique et la distribution de RFTC le long des canaux du cœur du réacteur dans toutes les conditions de fonctionnement prévues.

4.4. REPONSE THERMIQUE DU CŒUR

Les caractéristiques thermo-hydrauliques générales du cœur en conditions de fonctionnement en régime permanent sont présentées en **4.4 TAB 1**.

4.5. DONNEES HYDRAULIQUES

Les débits de contournement sont présentés en **4.4 TAB 2**.

4.6. INSTABILITE HYDRODYNAMIQUE

La courbe de hauteur de charge de l'EPR a une pente négative ($\delta P/\delta G$ externe < 0) tandis que la courbe perte de charge-débit du circuit primaire a une pente positive ($\delta P/\delta G$ interne > 0) sur les plages de fonctionnement PCC1 et PCC2. Le critère de stabilité est satisfait et l'instabilité de Ledinegg n'intervient donc pas.

L'application de la méthode d'Ishii aux réacteurs indique qu'il existe une large marge vis-à-vis d'une instabilité des ondes de densité ; il faudrait, par exemple, des augmentations de l'ordre de 200 % de la puissance nominale du réacteur pour voir apparaître le début attendu de ce type d'instabilité.

La méthode d'Ishii appliquée à la centrale EPR est empreinte de conservatisme du fait des canaux ouverts parallèles caractéristiques des cœurs de REP. Pour ce type de cœur, il y a peu de résistance à l'écoulement transverse quittant les canaux de forte puissance. Il existe également un transfert d'énergie des canaux à forte puissance vers les canaux à faible puissance. Ce couplage avec des canaux plus froids a conduit à l'idée qu'une configuration à canaux ouverts est plus stable que la configuration à canaux fermés analysée ci-dessus dans les mêmes conditions aux limites.

Une preuve supplémentaire que les instabilités de l'écoulement ne nuisent pas à la marge thermique est fournie par les données tirées des essais de flux critique. De nombreux assemblages de crayons ont été soumis aux essais sur de larges plages de conditions de fonctionnement sans montrer de signes d'apparition prématurée de crise d'ébullition et sans présenter de données incohérentes pouvant indiquer des instabilités de débit dans l'assemblage.

En résumé, on peut conclure qu'il ne se produira pas d'instabilités thermo-hydro-dynamiques en fonctionnement PCC I et II du réacteur. Il existe une large marge en puissance, supérieure au double de la puissance nominale, avant l'apparition attendue de ce type d'instabilité.

5. ESSAIS ET VERIFICATION

5.1. ESSAIS PRECEDANT LA PREMIERE DIVERGENCE DU REACTEUR

Des essais de débit primaire sont réalisés après le chargement du combustible et à plusieurs niveaux de puissance après le démarrage de la centrale. Les résultats des bilans enthalpiques successifs réalisés permettent de déterminer les débits primaires dans les conditions de fonctionnement du réacteur. Ces essais prouvent que des débits primaires appropriés ont été utilisés dans l'analyse thermo-hydraulique du cœur.

5.2. PUISSANCE INITIALE ET FONCTIONNEMENT DE LA CENTRALE

Des mesures de la distribution de puissance dans le cœur sont effectuées à plusieurs niveaux de puissance du cœur. Ces essais

servent à garantir que les valeurs des paramètres utilisés dans l'évaluation de la distribution de puissance et du facteur d'élévation d'enthalpie sont correctes.

5.3. CONTROLES DES COMPOSANTS ET DU COMBUSTIBLE

Des contrôles sont réalisés sur le combustible après fabrication. Des mesures de fabrication d'une importance critique pour les analyses thermo-hydrauliques sont effectuées pour vérifier que les facteurs d'incertitude technologique de canal chaud des analyses de conception sont respectés.

6. EXIGENCES RELATIVES A L'INSTRUMENTATION

6.1. FONCTIONS BAS RFTC

Il existe deux fonctions de contrôle commande associées au RFTC :

- la fonction de protection bas RFTC, qui déclenche l'arrêt automatique du réacteur (AAR),
- la fonction de surveillance du RFTC qui limite les conditions d'exploitation (LCO).

L'utilisation de l'algorithme de calcul du RFTC dans le ou les systèmes de protection et de surveillance permet de respecter le critère de RFTC en définissant une chaîne d'arrêt automatique du réacteur par bas RFTC et une chaîne de surveillance des RFTC (LCO) utilisant directement la variable reconstituée représentative du phénomène à éviter.

La fonction de protection bas RFTC déclenche un arrêt automatique du réacteur qui protège le combustible contre la crise d'ébullition pendant les transitoires accidentels, quel que soit l'évènement déclencheur postulé conduisant à une diminution incontrôlée de la valeur du RFTC. La fonction de surveillance du RFTC (LCO) assure une marge suffisante au critère RFTC en fonctionnement normal pour faire face à des événements conduisant à une diminution significative du RFTC. Pendant des événements PCC1, la valeur du RFTC doit être maintenue au-dessus du seuil $RFTC_{LCO}$ afin que, en cas d'apparition d'un incident pour lequel la protection par bas RFTC n'est pas efficace, le RFTC soit évité (**voir chapitre 4.4.1**).

Le franchissement de ces LCO déclenche les mesures correctives suivantes :

- au premier seuil, une alarme, le blocage du retrait des barres de commande et le blocage de l'augmentation de la charge,
- au second seuil, une réduction de la puissance du réacteur par insertion de sous-groupes de barres et, si c'est nécessaire, une réduction appropriée de la charge de la turbine.

L'algorithme de protection et l'algorithme de surveillance concernant le RFTC sont tous deux fondés sur les mêmes principes.

Le calcul du RFTC minimal utilise les paramètres suivants :

- la distribution de puissance du canal chaud.

Elle est directement issue de l'instrumentation neutronique interne du cœur (collectrons). Les signaux des détecteurs installés à l'intérieur du cœur, étalonnés en unités de puissance, fournissent à la fois la puissance locale et la puissance intégrée le long du canal chaud au moyen d'un développement polynomial.

- la température d'entrée donnée par les sondes pyrométriques de la branche froide,
- la pression donnée par les capteurs de pression primaire,
- le débit dans le cœur donné par les capteurs de vitesse du groupe motopompe primaire (GMPP).

Le flux thermique critique FTC est calculé au moyen de la corrélation de flux critique FC en utilisant des paramètres thermo-hydrauliques locaux, à savoir : pression, titre, débit massique.

Ces paramètres sont calculés au moyen d'un modèle simplifié à canal unique représentant le canal chaud sans tenir compte des échanges avec les canaux voisins.

C'est pourquoi il est ajusté sur le code de conception thermo-hydraulique qui prend en compte les échanges de masse et d'énergie entre canaux.

6.2. FONCTIONS PUISSANCE LINEIQUE ELEVEE

Il existe deux fonctions associées à une puissance linéique élevée :

- la fonction de protection contre les puissances linéiques élevées,
- la fonction de surveillance des puissances linéiques (LCO).

Le respect des critères de sûreté relatifs à la fusion au centre de la pastille de combustible est garanti si l'on satisfait aux critères de découplage concernant la puissance linéique au point chaud qui doit rester inférieure à une certaine limite.

Les systèmes de protection et de surveillance permettent donc de respecter les critères de sûreté concernant la fusion au centre de la pastille de combustible en définissant une chaîne d'arrêt automatique du réacteur par puissance linéique élevée et une chaîne de surveillance des LCO en cas de puissance linéique élevée prenant directement pour base la reconstitution de la puissance linéique au point chaud.

La fonction de protection contre les puissances linéiques élevées déclenche un arrêt automatique du réacteur qui protège le combustible contre la fusion au centre de la pastille de combustible lors de transitoires accidentels, quel que soit l'évènement conduisant à une augmentation incontrôlée de la puissance linéique.

La fonction de surveillance des puissances linéiques élevées (LCO) assure essentiellement la conformité au critère d'intégrité du cœur en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) ou d'accidents tels que la "rupture de l'arbre du GMPP" et/ou "l'éjection d'une grappe".

Le franchissement de ces LCO déclenche les mesures correctives suivantes :

- au premier seuil, une alarme, le blocage du retrait des barres de commande ou l'insertion des barres de commande en fonction de la forme axiale de puissance et le blocage de l'augmentation de la charge,
- au second seuil, une réduction de la puissance du réacteur par insertion de sous-groupes de barres et, si c'est nécessaire, une réduction appropriée de la charge de la turbine.

Une déformation du profil de puissance peut, entre autres, expliquer que cette valeur limite soit atteinte. La valeur limite dépend de la répartition axiale du flux (plus faible pour la moitié supérieure du cœur que pour la moitié inférieure) ; ceci signifie que cette fonction de surveillance contrôle aussi le profil axial de la puissance.

Le calcul de la valeur maximale de la puissance linéique (W/cm) est directement issu de l'instrumentation nucléaire fixe interne du cœur constituée de collectrons.

6.3. INSTRUMENTATION NUCLEAIRE FIXE INTERNE DU CŒUR

Le système d'instrumentation nucléaire fixe interne du cœur est constitué par des collectrons qui sont utilisés pour mesurer la puissance locale générée par les éléments combustibles.

Les doigts de collectrons sont installés là où ils peuvent donner le maximum d'informations sur les variations de puissance et sur les effets de ces dernières sur les paramètres essentiels du cœur (F_Q , $F_{\Delta H}$), en particulier dans des conditions perturbées.

Les collectrons sont répartis radialement de façon homogène dans le cœur de telle façon que leurs signaux soient représentatifs des paramètres essentiels du cœur pour différents types de perturbation et différentes gestions de combustible.

12 assemblages combustibles sont instrumentés. Le cœur est donc divisé en 12 zones radiales et chaque zone est surveillée par un doigt de collectrons.

Les doigts de collectrons sont répartis de telle façon que pratiquement toute la surface du cœur est couverte.

Un exemple de position des assemblages instrumentés et les différentes zones sont présentés en **4.4 FIG 3**.

Les 12 doigts de collectrons contiennent chacun 6 collectrons.

Dans chaque doigt, trois collectrons sont installés dans la moitié supérieure du cœur et les trois autres dans la moitié inférieure du cœur afin de détecter la puissance maximale apparaissant dans les moitiés supérieure et inférieure pour couvrir toutes les distributions de puissance possibles (normales et accidentelles) ; les positions axiales optimales seront déterminées après analyse du profil axial de puissance dans des conditions transitoires.

Les positions axiales se situent toujours entre deux grilles afin d'éviter une dépression de flux au voisinage des grilles.

A chaque doigt est attribuée une partie du volume du cœur appelée "zone de surveillance". Les doigts sont étalonnés au moyen du système de mesure aeroball pour reproduire la puissance maximale et la distribution de puissance du canal de puissance maximale dans la zone radiale qu'ils surveillent, les signaux des collectrons étant utilisés pour calculer le RFTC minimum.

6.4. SYSTEME AEROBALL

La fonction fondamentale de ce système amovible d'instrumentation nucléaire fixe interne du cœur est de mesurer le flux neutronique en différents points de l'espace du cœur. L'emplacement préliminaire des sondes par billes à propulsion pneumatique est représenté en **4.4 FIG 4**. La carte de flux est utilisée pour obtenir la distribution axiale de la puissance neutronique du canal chaud de chaque assemblage combustible (image en 3D de la distribution de puissance).

A partir des distributions axiales, il est possible de déduire les paramètres suivants du cœur :

- la puissance neutronique axiale du canal chaud de chaque assemblage combustible et le paramètre F_Q (facteur de point chaud) - valeur maximale du cœur,
- la distribution axiale moyenne de la puissance neutronique du cœur,
- la puissance intégrée le long de chaque assemblage et canal chaud, ce qui permet de déduire l'élévation d'enthalpie de chaque assemblage et le paramètre $F_{\Delta H}$ -valeur maximale du cœur, utilisé ensuite pour calculer le rapport RFTC minimal par combinaison

avec les conditions thermo-hydrauliques de fonctionnement,

- le rapport de niveau de puissance entre deux quadrants du cœur.

Les paramètres du cœur sont utilisés pour accomplir les tâches suivantes :

- vérifier la conformité du cœur au premier démarrage et lors des rechargements,
- étalonner l'instrumentation nucléaire fixe interne du cœur,
- justifier les incertitudes de mesure qui sont prises en compte dans les systèmes de surveillance,
- suivre l'épuisement des assemblages combustibles,
- effectuer des recherches et établir des diagnostics en cas de fonctionnement dans des conditions particulières ou anormales.

Le système aeroball permet :

- de prendre en compte de la même manière les différentes régions du cœur dans les cartes de flux (type de combustible, effets locaux des barres de commande, surface radiale). De sorte que lorsque les assemblages mesurés sont représentés dans un huitième de cœur unique, presque tous les assemblages (en dehors de ceux qui sont situés dans des positions de barres de commande) sont instrumentés,
- de réaliser des mesures dans des assemblages symétriques (par rapport au quart de cœur) dans différentes régions du cœur,
- de réaliser des mesures uniformément réparties sur la hauteur active de l'assemblage combustible.

6.5. INSTRUMENTATION NEUTRONIQUE EXTERNE DU CŒUR

Le signal des trois niveaux de mesure (niveau source, niveau intermédiaire et niveau puissance) associé à l'électronique de l'instrumentation nucléaire, est utilisé pour limiter la puissance maximale du réacteur dans leur domaine respectif.

Les capteurs de mesure neutronique sont installés autour du réacteur, dans le blindage primaire :

- 3 chambres niveau source installées dans les positions radiales les plus proches du cœur du réacteur,
- 4 chambres niveau intermédiaire installées aux positions radiales les plus proches du cœur du réacteur et positionnées à la moitié de la hauteur du cœur,
- 4 détecteurs bissection niveau puissance placés aussi près que possible de la cuve du réacteur. Axialement, les détecteurs sont répartis sur toute la hauteur active du cœur.

Les trois niveaux de détecteurs sont utilisés comme des entrées de la surveillance du flux neutronique dans les conditions d'arrêt complet jusqu'à 120 % de puissance nucléaire avec la possibilité d'enregistrer les plus fortes excursions de puissance.

La sortie des chaînes niveau puissance peut être utilisée pour :

- protéger le cœur contre un apport incontrôlé de réactivité positive. Elle est utilisée essentiellement pour permettre les analyses de sûreté de PCC2 (par ex. retrait rapide de groupes) ou PCC4 (par ex. éjection d'une grappe),
- avertir l'opérateur d'un déséquilibre excessif de puissance entre les quadrants,
- effectuer un blocage de groupes.

4.4 TAB 1 : PARAMETRES DE CONCEPTION THERMO-HYDRAULIQUE

Puissance nominale du cœur (MWth) Nombre de boucles Pression nominale du circuit primaire (absolue) (MPa)	4500 4 15,5
Débit réfrigérant : Section de passage du cœur (m ²) Vitesse moyenne dans le cœur (m/s) Vitesse massique moyenne dans le cœur (g/cm ² /s) Débit massique total (kg/s) Débit massique dans le cœur (t/h) Débit de conception thermohydraulique /boucle (m ³ /h) Débit le plus probable/boucle (m ³ /h) Débit de conception mécanique/boucle (m ³ /h)	5,9 5 356 22225 75609 27180 28315 30580
Température du réfrigérant (°C) : Température nominale d'entrée Augmentation moyenne dans la cuve Augmentation moyenne dans le cœur Moyenne dans le cœur Moyenne dans la cuve	295,7 34,2 36,0 313,7 312,8
Échange de chaleur : Surface d'échange de chaleur (m ²) Flux thermique moyen dans le cœur (W/cm ²) Flux thermique maximum dans le cœur (fonctionnement nominal) (W/cm ²) Puissance linéique moyenne (géométrie à froid) (W/cm) Puissance linéique maximale pour des conditions nominales de fonctionnement (W/cm) Point de consigne de protection contre les pics de puissance linéique (W/cm)	8005 54,7 157,3 163,4 470 590

4.4 TAB 1 : PARAMÈTRES DE CONCEPTION THERMO-HYDRAULIQUE (SUITE)

RFTC (pour illustration) : RFTC minimal dans les conditions nominales de fonctionnement avec : FΔH = 1,61 - cos 1,45	2,6
Assemblage combustible : Nombre d'assemblages combustibles Pas entre assemblages combustibles (cm) Hauteur active du combustible(cm) Pas du réseau (cm) Nombre de crayons combustibles par assemblage Nombre de tubes guides par assemblage Diamètre extérieur du crayon combustible (cm) Diamètre du tube guide (cm)	241 21,504 420 1,26 265 24 0,95 1,245
Caractéristiques de puissance du cœur : Densité de puissance à chaud (kW/cœur/10 ⁻³ m ³)	94,6

4.4 TAB 2 : DEBIT DE CONTOURNEMENT DU COEUR

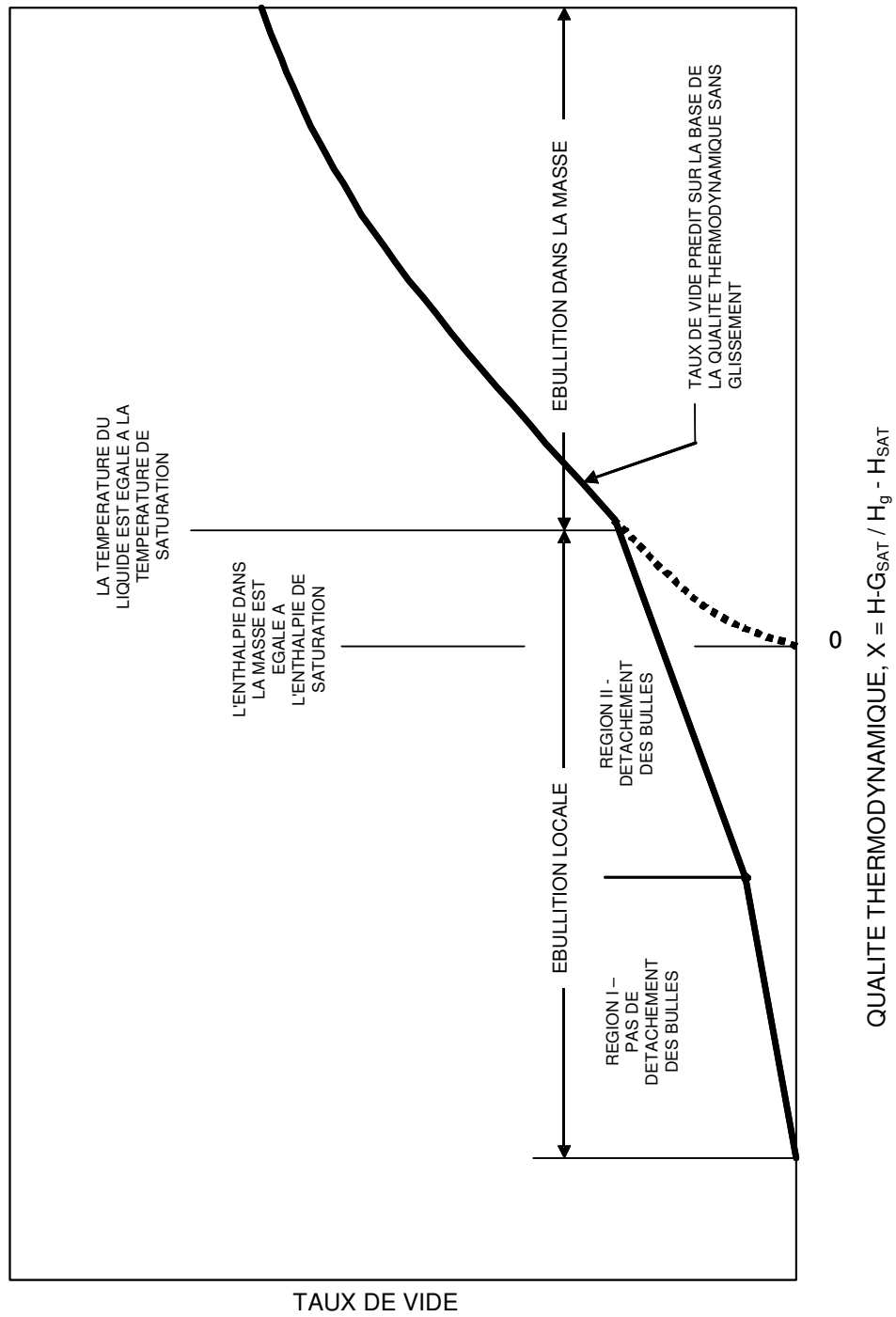
I : Débit de contournement du cœur	VALEUR DE CALCUL (en % du débit total dans la cuve)
Débit de refroidissement du dôme	0,5
Débit de refroidissement du tube guide des grappes de commande	2,0
Débit de fuite vers les ajutages de sortie	1,0
Débit par le réflecteur lourd	1,5
Débit entre le réflecteur lourd et le cœur	0,5
Débit total de contournement du cœur	5,5

4.4 TAB 3 : INCERTITUDES RELATIVES AU RFTC

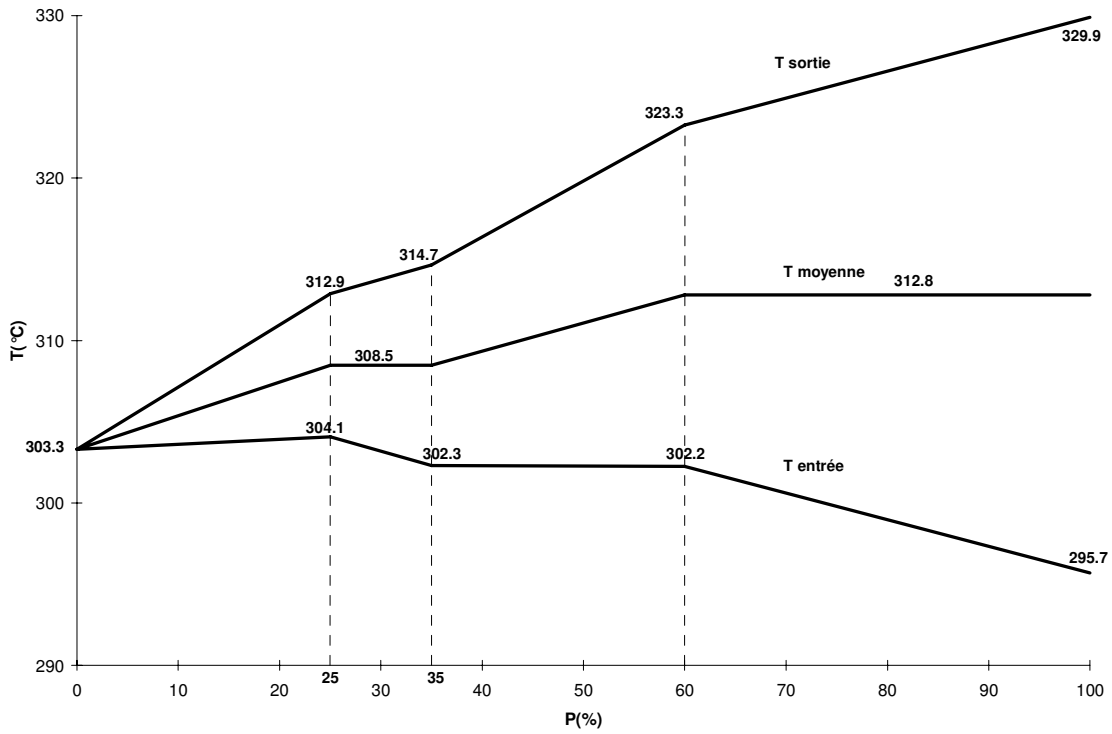
VARIABLE		Distribution	Ecart type	Valeur moyenne
Corrélation de flux critique	Φ_{rc}/Φ_{cp}	Normale	σ_c	m_c
<u>Paramètres du système¹:</u>	$\frac{RFTC_{DC}}{RFTC_{DC0}}$	Normale	σ_S	m_S
- T° d'entrée			σ_T	m_T
- Pression réacteur			σ_p	m_p
- Puissance locale			σ_{lp}	m_{lp}
- Débit primaire relatif mesuré			σ_Q	m_Q
- $F_{\Delta H}^E$			$\sigma F_{\Delta H}^E$	$m F_{\Delta H}^E$
- F_Q^E			σF_Q^E	$m F_Q^E$
Algorithme de CC	$\frac{RFTC_{DCD}}{RFTC_{a0}}$	Normale	σ_a	m_a
Régime transitoire / régime permanent	Φ_{IDC}/Φ_{rl}	Normale	σ_{tss}	m_{tss}
Code de calcul		Normale	σ_{DC}	M_{DC}
<u>Pénalités :</u>	P	Constante	0	P
- courbure des crayons				RBP
- débit total absolu				Thermo hydraulique
- débit de contournement du cœur				Thermo hydraulique

¹ Pour ces paramètres, en l'absence de partie évaluée de façon déterministe, la valeur moyenne est égale à 1

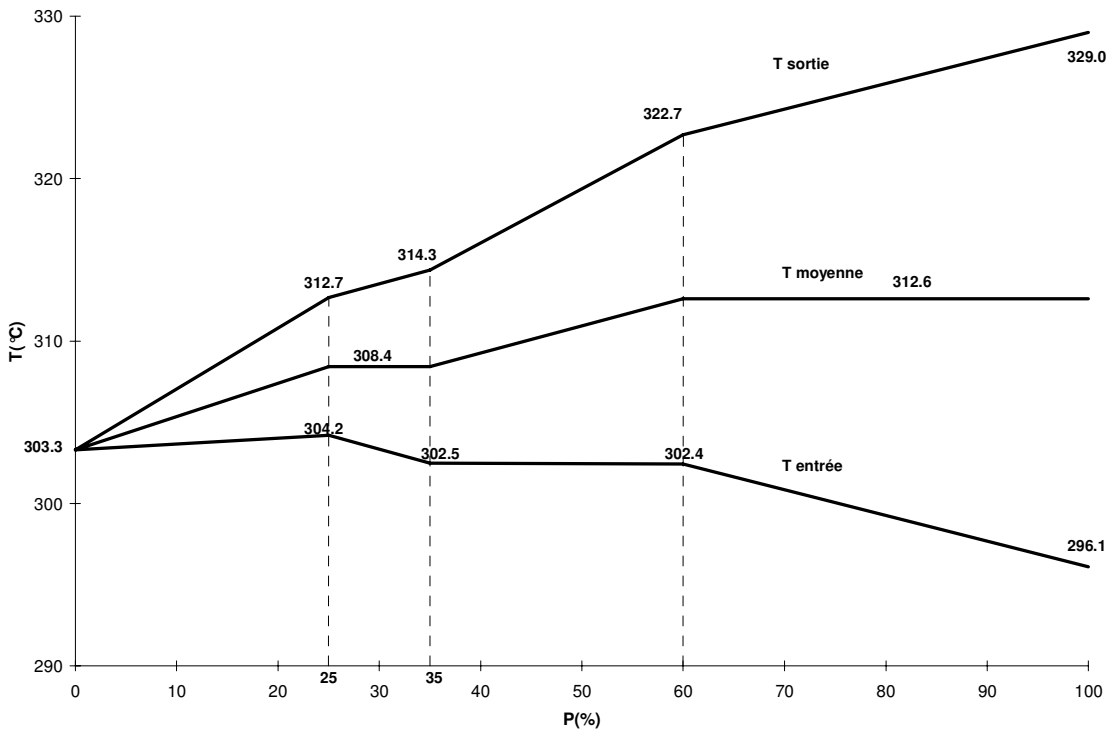
4.4 FIG 1 : TAUX DE VIDE EN FONCTION DE LA QUALITE THERMO-DYNAMIQUE



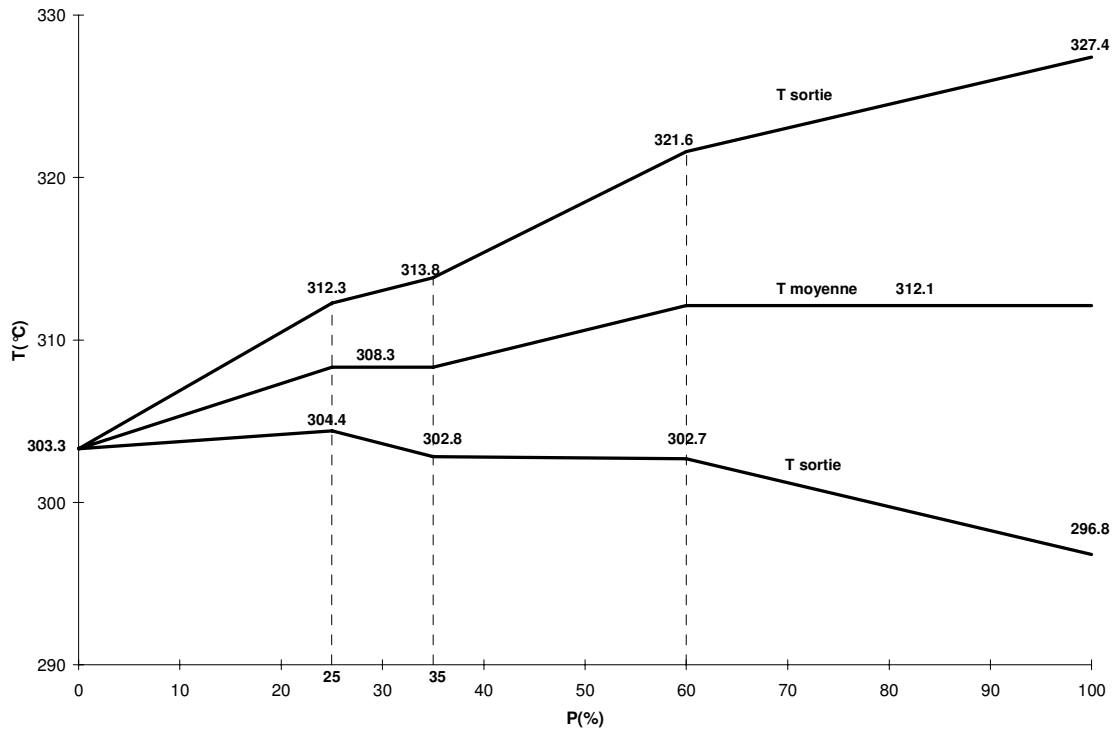
4.4 FIG 2 : PROGRAMME DE TEMPERATURE (AU DEBIT THERMO-HYDRAULIQUE)



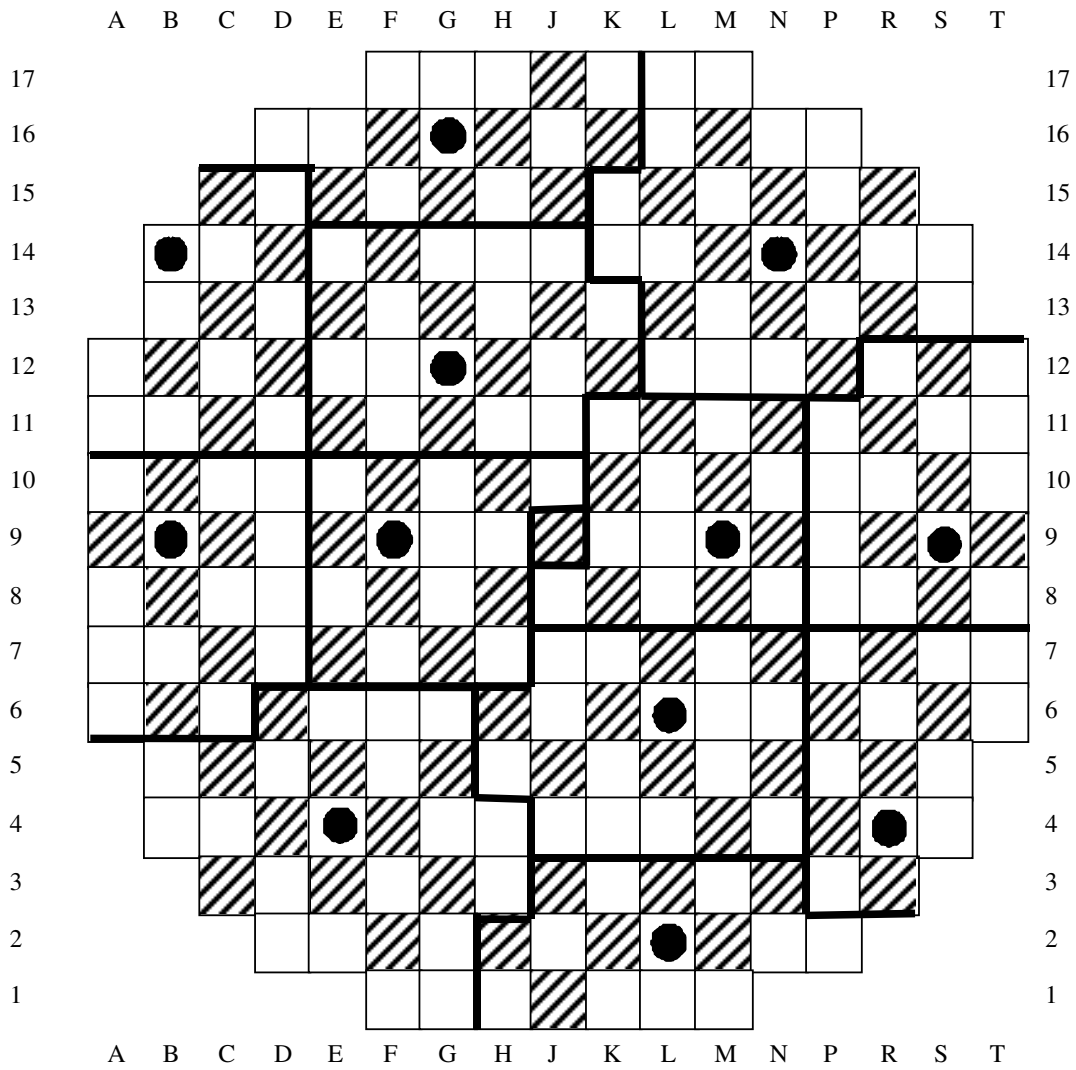
4.4 FIG 2 : PROGRAMME DE TEMPERATURE (AU DÉBIT LE PLUS PROBABLE)






4.4 FIG 2 : PROGRAMME DE TEMPERATURE (AU DÉBIT MÉCANIQUE)

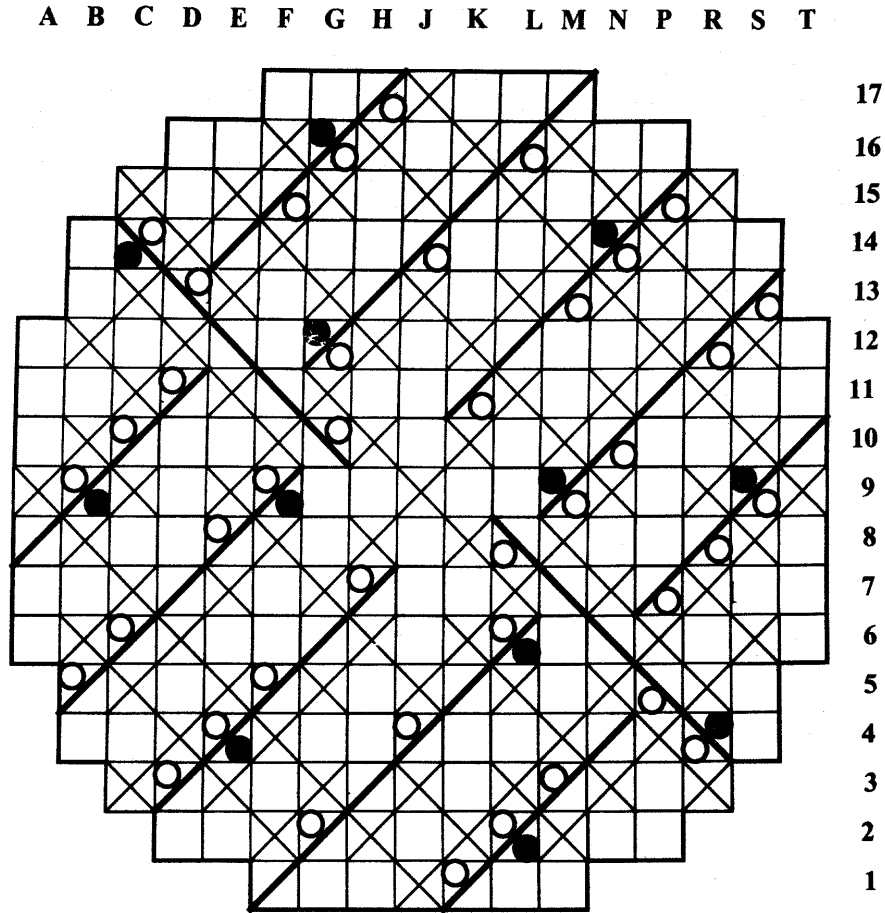






4.4 FIG 3 : POSITIONS RADIAALES DES DOIGTS DE COLLECTRONS



-  241 ASSEMBLAGES COMBUSTIBLES
-  89 GRAPPES DE COMMANDE
-  12 DOIGTS DE COLLECTRONS

4.4 FIG 4 : POSITIONS RADIAALES DES SONDES DE MESURE PAR BILLES A
 PROPULSION PNEUMATIQUE



-  241 ASSEMBLAGES COMBUSTIBLES
-  89 GRAPPES DE COMMANDE
-  12 DOIGTS DE COLLECTRONS
-  40 SONDES DE MESURE PAR BILLES A PROPULSION PNEUMATIQUE

0. EXIGENCES DE SURETE

0.1. FONCTION DE SURETE

La fonction de sûreté assurée par la conception fonctionnelle des systèmes de contrôle de la réactivité est de contrôler la réactivité du cœur pour permettre l'arrêt de la réaction en chaîne en toutes circonstances et l'arrêt du réacteur dans un état sûr.

La conception fonctionnelle des systèmes de contrôle de la réactivité doit assurer la réalisation de ces fonctions de sûreté pour l'ensemble des conditions de fonctionnement de référence PCC-1 à 4 et contribuer à leur réalisation dans des conditions correspondant aux catégories de réduction du risque RCC-A et RCC-B.

0.2. CRITERES FONCTIONNELS

La réactivité du cœur doit être contrôlée dans toutes les conditions de fonctionnement normal, du démarrage du réacteur jusqu'à son l'arrêt, par deux moyens fonctionnellement différents.

L'un consiste à utiliser les grappes de contrôle, l'autre à faire varier la concentration en bore soluble dans le fluide de refroidissement.

0.3. EXIGENCES DE CONCEPTION

La conception fonctionnelle des systèmes de contrôle de la réactivité n'est pas soumise à des exigences de conception spécifique. Cependant, les fonctions de sûreté qu'elle assure nécessitent l'application d'un programme d'assurance qualité dont l'objectif est de documenter et de contrôler les activités associées.

Il est évident que les systèmes qui réalisent les fonctions relatives au contrôle de la réactivité doivent respecter les exigences de conception. Chaque système devra répondre aux exigences de conception décrites à la section se rapportant à ce système.

0.4. ESSAIS

La conformité du cœur par rapport à la conception fonctionnelle du contrôle de la réactivité sera vérifiée par des contrôles physiques à certains moments, tout au long de la vie de la centrale.

1. BASES DE CONCEPTION

Ce chapitre décrit les bases de conception et les exigences fonctionnelles utilisées dans la conception fonctionnelle des systèmes de contrôle de la réactivité.

Comme il est mentionné au chapitre **4.5.0.1**, les fonctions de sûreté doivent être assurées pour l'ensemble des conditions de fonctionnement de la centrale. Les conditions de fonctionnement de référence (PCC) sont classées en quatre catégories, selon la fréquence estimée de leur apparition (**voir chapitre 15.0**).

Les critères de sûreté sont les critères qui doivent être respectés dans l'analyse de sûreté. Ils sont définis en termes de limites radiologiques.

En plus de ces critères de sûreté, il est commode, pour des raisons pratiques, d'introduire certains critères de découplage qui doivent être appliqués aux calculs thermo-hydrauliques et neutroniques. Ainsi, on peut découpler et réaliser séparément les calculs thermo-hydrauliques et neutroniques d'une part et les calculs radiologiques d'autre part. Les critères de découplage sont définis de façon que leur respect implique le respect des critères de sûreté, c'est-à-dire des limites radiologiques. Généralement, pour la conception fonctionnelle du contrôle de la réactivité, ces critères de découplage sont déclinés en termes de niveau de sous-criticité minimum à respecter en fonctionnement normal ou en cas d'accident.

1.1. TAUX MAXIMUM D'INSERTION CONTROLEE DE REACTIVITE

Principe

Le taux maximum d'insertion de réactivité dû au retrait des grappes de commande en puissance ou à la dilution du bore est limité. Pour un fonctionnement normal en puissance, la variation maximale de réactivité en cas de retrait accidentel des groupes de grappes de commande est définie de façon que pic de puissance thermique et le RFTC (Rapport de Flux Thermique Critique) ne dépassent pas les limites fixées en cas de surpuissance.

Discussion

L'augmentation de réactivité due au retrait accidentel d'une ou plusieurs grappes de contrôle est limitée par la vitesse maximale de la grappe (ou par sa course) et par l'efficacité de la (ou des) grappe(s). La vitesse maximale d'une grappe de contrôle est telle que le taux maximum de variation de la réactivité, lors d'un retrait accidentel des grappes, est inférieur à sa limite. Pendant le fonctionnement normal en puissance, la variation maximum de réactivité est inférieure à la valeur de variation maximum de conception.

Les taux de variation de la réactivité sont calculés de manière conservative, en supposant que l'on ait des distributions axiales de puissance et de xénon défavorables.

Le taux d'insertion de réactivité correspondant à la décroissance du xénon au pic est bien inférieur au taux maximum d'augmentation de la réactivité dans le cadre d'un fonctionnement normal.

1.2. MARGES D'ARRRET

Principe

Une marge d'arrêt suffisante et une certaine sous-criticité sont requis dans les conditions de fonctionnement en puissance et dans les conditions d'arrêt, respectivement.

Discussion

Deux systèmes indépendants de contrôle de la réactivité sont mis en place, à savoir les grappes de contrôle et le bore soluble dans le fluide de refroidissement.

Le système des grappes de contrôle peut compenser les effets de la réactivité dus à des changements de température du combustible et de l'eau qui accompagnent les changements de niveau de puissance lors du passage de pleine puissance à puissance nulle. De plus, le système des grappes de contrôle procure une marge d'arrêt minimum en cas d'accident, et il est capable d'assurer la sous-criticité du cœur suffisamment rapidement pour éviter le dépassement des limites acceptables d'endommagement du combustible, en supposant que la grappe de contrôle la plus efficace reste coincée hors du cœur lors de l'arrêt d'urgence.

Les systèmes de borication peuvent compenser toutes les variations de concentration du xénon et variations de densité entraînant des changements de réactivité, et ils doivent permettre au réacteur d'aller vers l'arrêt à froid et de l'y maintenir. Ainsi, une marge d'arrêt suffisante est obtenue par ces deux moyens de contrôle, l'un étant un système mécanique et l'autre un système de poison chimique.

1.3. SOUS-CRITICITE

Principe

Dans les états d'arrêt, il faut que le cœur soit maintenu dans un état de sous-criticité suffisante pour garantir la sûreté du réacteur en cas de transitoire accidentel survenant dans cet état.

Lorsque les assemblages combustibles sont dans la cuve du réacteur et que le couvercle de la cuve est ouvert ou va être retiré, les transitoires accidentels considérés sont la dilution de l'acide borique et le retrait de toutes les grappes de contrôle.

Si la cuve est fermée, dans les conditions à froid, les accidents considérés sont la dilution d'acide borique et l'éjection de grappe ; dans les conditions à chaud, l'accident de rupture de tuyauterie vapeur doit également être considéré.

Discussion

La concentration en bore requise pour respecter les critères de sous-criticité dans les conditions d'arrêt pour rechargement est spécifiée dans le sous-chapitre relatif à la conception neutronique.

2. DESCRIPTION DES ASPECTS FONCTIONNELS DE LA CONCEPTION DES SYSTEMES

La conception fonctionnelle du contrôle de la réactivité a des conséquences sur un grand nombre de systèmes. Les principes de dimensionnement spécifiques à ces systèmes refléteront l'impact de la conception fonctionnelle du contrôle de la réactivité. La liste de ces systèmes est donnée ci-dessous, ainsi que l'impact de la conception fonctionnelle du contrôle de la réactivité sur les principes de dimensionnement correspondants.

Les informations concernant les performances conjuguées des différents systèmes en terme de réactivité sont données ci-après.

2.1. LE SYSTEME DE COMMANDE DES GRAPPES DE CONTROLE (RGL)

Le système de commande des grappes de contrôle répond aux signaux d'activation qui peuvent être générés par le système de contrôle et de protection du réacteur (**voir chapitres 7.3 et 7.4**), ou par l'intervention d'un opérateur. Ces signaux d'activation doivent permettre le déplacement des grappes par désaimantation des bobines des mécanismes de commande des grappes (MCDG) (**voir chapitre 3.6.4**).

Le système de commande des grappes de contrôle permet de rendre le cœur sous-critique en un temps très court, quel que soit le niveau de puissance initial. Pour la plupart des études d'accidents (sauf dans les cas d'un Accident de Perte de Réfrigérant Primaire (APRP) et d'une rupture de tuyauterie vapeur) les grappes de contrôle suffisent pour rejoindre l'état contrôlé.

2.2. LE SYSTEME DE CONTROLE VOLUMETRIQUE ET CHIMIQUE (RCV) ET LE SYSTEME DE BORICATION D'URGENCE (RBS)

Le RCV répond aux signaux d'activation qui peuvent être générés par le système de commande du réacteur ou par l'intervention d'un opérateur (**voir chapitre 9.3.2**). Il permet d'ajuster la concentration en bore à la valeur requise dans le cœur, pour qu'il soit critique en puissance, ou sous-critique de la quantité requise, dans les phases d'arrêt.

Le RCV n'étant pas un système classé sûreté, sa fonction quant au contrôle de la réactivité est assurée par le système de borication d'urgence (RBS) en cas d'accident.

Le RBS répond aux signaux d'activation sur intervention d'un opérateur, sauf le signal ATWS qui l'actionne de manière automatique.

Le système de borication d'urgence permet d'assurer la sous-criticité du cœur dans la phase long terme des accidents. Grâce à lui, il est possible d'atteindre l'état d'arrêt sûr pour la plupart des cas d'accident (sauf en cas d'APRP), et il est nécessaire pour atteindre l'état contrôlé en cas de rupture de tuyauterie vapeur.

2.3. LE SYSTEME D'INJECTION DE SECURITE (RIS)

Le RIS répond aux signaux d'activation qui peuvent être générés par le système de protection du réacteur ou par l'intervention d'un opérateur (**voir chapitre 6.3.1**).

Entre autres fonctions, il permet d'assurer la sous-criticité du cœur à long terme suite à un APRP et permet également d'atteindre l'état contrôlé et l'état d'arrêt sûr.

2.4. INFORMATIONS CONCERNANT LES PERFORMANCES CUMULEES DES SYSTEMES DE REACTIVITE

L'arrêt d'urgence du réacteur (AU) associé au système de borication d'urgence (RBS) garantit la sous-criticité du cœur à l'état contrôlé et à l'état d'arrêt sûr pour les PCC 2/3/4, sauf en cas d'APRP et de rupture de tuyauterie vapeur (**voir chapitre 15**). Lorsqu'un APRP se produit, en plus d'un arrêt d'urgence du réacteur, le RIS est nécessaire pour rejoindre l'état d'arrêt contrôlé et l'état d'arrêt sûr ; en cas de rupture de tuyauterie vapeur, le système de borication d'urgence est nécessaire pour atteindre l'état contrôlé. Il faut remarquer que les capacités de borication du système de contrôle volumétrique et chimique (RCV) ne sont pas prises en considération dans l'analyse des transitoires (**voir chapitre 15**).

Des informations relatives aux capacités du RCV sont données dans le sous-chapitre du Rapport Préliminaire de Sûreté s'y rapportant (**voir chapitre 9.3.2**). Les possibilités de dilution intempestive d'acide borique due au RCV sont étudiées dans les analyses des accidents impactés (**voir chapitre 15.2**). On a supposé que le fonctionnement initial correct du RCV était une condition de départ dans l'évaluation des transitoires, et des spécifications techniques appropriées ont été mises au point pour garantir le fonctionnement correct ou l'intervention d'une action corrective.

3. EVALUATION DE LA CONCEPTION

L'évaluation individuelle de la conception de chaque système impacté par la conception fonctionnelle du contrôle de la réactivité est traitée dans le chapitre dédié à chacun de ces systèmes.

Le seul point évoqué ici est l'évaluation des performances cumulées des différents systèmes.

L'évaluation des PCC 2 à 4, qui suppose l'activation concomitante du système de commande des grappes de contrôle et du système de borication d'urgence par le système de protection du réacteur et par une intervention de l'opérateur, est présentée dans le chapitre traitant des analyses d'accidents (**voir chapitre 15**). Les signaux d'arrêt d'urgence du réacteur pour ces événements sont générés à partir d'équipements redondants (capteurs, train logique) et ils activent des moyens redondants de contrôle de la réactivité. L'arrêt d'urgence du réacteur est obtenu par le déclenchement des disjoncteurs d'arrêt d'urgence redondants qui coupe l'alimentation électrique des mécanismes de commande de grappes et provoque la chute des 89 grappes de contrôle par gravité. Suite à l'arrêt

d'urgence du réacteur, le système de borication d'urgence est démarré manuellement conformément à la procédure accidentelle. Il est constitué de deux trains totalement redondants (2 fois 100% des fonctions).

Pour l'évaluation du transitoire d'APRP, on suppose l'activation concomitante du système de commande des grappes de contrôle et du système d'injection de sécurité par le système de protection du réacteur. Les signaux d'injection de sécurité sont générés par des capteurs et des trains logiques redondants. Le système d'injection de sécurité est constitué de quatre trains indépendants strictement séparés qui sont affectés aux boucles du fluide primaire du réacteur et situés dans les quatre divisions de sûreté.

Il faut souligner que le système de borication d'urgence se déclenche automatiquement en cas de transitoire sans arrêt d'urgence (ATWS), afin de garantir la sous-criticité du cœur, en tant qu'alternative au système de commande des grappes de contrôle. Des mesures sont prises pour limiter les conséquences des ATWS (**voir chapitre 19.1**).