

(12) DEMANDE INTERNATIONALE PUBLIÉE EN VERTU DU TRAITÉ DE COOPÉRATION
EN MATIÈRE DE BREVETS (PCT)

(19) Organisation Mondiale de la Propriété
Intellectuelle
Bureau international



(43) Date de la publication internationale
31 décembre 2008 (31.12.2008)

PCT

(10) Numéro de publication internationale
WO 2009/001004 A2

(51) Classification internationale des brevets :
G21C 17/10 (2006.01) **G21C 17/00** (2006.01)

(74) Mandataire : **LEBKIRI, Alexandre**; 39, rue de
Châteaudun, F-75009 Paris (FR).

(21) Numéro de la demande internationale :
PCT/FR2008/051001

(81) États désignés (sauf indication contraire, pour tout titre de
protection nationale disponible) : AE, AG, AL, AM, AO,
AT, AU, AZ, BA, BB, BG, BH, BR, BW, BY, BZ, CA, CH,
CN, CO, CR, CU, CZ, DE, DK, DM, DO, DZ, EC, EE, EG,
ES, FI, GB, GD, GE, GH, GM, GT, HN, HR, HU, ID, IL,
IN, IS, JP, KE, KG, KM, KN, KP, KR, KZ, LA, LC, LK,
LR, LS, LT, LU, LY, MA, MD, ME, MG, MK, MN, MW,
MX, MY, MZ, NA, NG, NI, NO, NZ, OM, PG, PH, PL,
PT, RO, RS, RU, SC, SD, SE, SG, SK, SL, SM, SV, SY,
TJ, TM, TN, TR, TT, TZ, UA, UG, US, UZ, VC, VN, ZA,
ZM, ZW.

(22) Date de dépôt international : 5 juin 2008 (05.06.2008)

(25) Langue de dépôt : français

(26) Langue de publication : français

(30) Données relatives à la priorité :
0755584 8 juin 2007 (08.06.2007) FR

(71) Déposant (pour tous les États désignés sauf US) : **AREVA
NP** [FR/FR]; Tour AREVA, 1, place de la Coupole,
F-92400 Courbevoie (FR).

(72) Inventeur; et

(75) Inventeur/Déposant (pour US seulement) : **RIO, Gérard**
[FR/FR]; 6, rue Frédéric Chopin, F-78100 Saint Germain
en Laye (FR).

(84) États désignés (sauf indication contraire, pour tout titre de
protection régionale disponible) : ARIPO (BW, GH,
GM, KE, LS, MW, MZ, NA, SD, SL, SZ, TZ, UG, ZM,
ZW), eurasien (AM, AZ, BY, KG, KZ, MD, RU, TJ, TM),
européen (AT, BE, BG, CH, CY, CZ, DE, DK, EE, ES, FI,
FR, GB, GR, HR, HU, IE, IS, IT, LT, LU, LV, MC, MT, NL,

[Suite sur la page suivante]

(54) Title: METHOD FOR DETERMINING AN UNCERTAINTY COMPONENT RELATING TO POWER DISTRIBUTION IN
A NUCLEAR REACTOR CORE

(54) Titre : PROCEDE DE DETERMINATION D'UNE COMPOSANTE D'INCERTITUDE RELATIVE A LA DISTRIBUTION
DE PUISSANCE DANS LE COEUR D'UN REACTEUR NUCLEAIRE

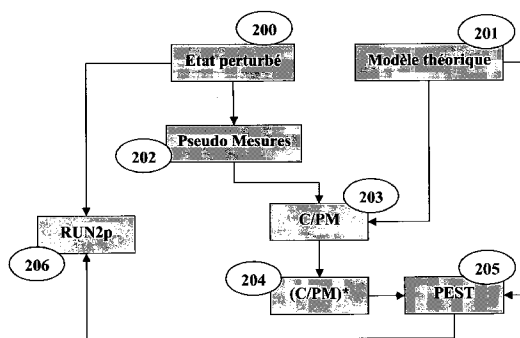


FIG.2

200... Disturbed state
202... Pseudo Measurements
201... Theoretical model

(57) Abstract: The invention relates to a method for obtaining (206) an error propagation uncertainty component ($R_{U_{2p}}^N$) for any nuclear reactor including reactors intended to be provided with a measurement instrumentation system for which there is no operation feedback concerning the system in question. For this purpose, the invention comprises the use of data (200) originating from experience feedback acquired with a reference instrumentation system, e.g. the core instrumentation reactor system. The experience feedback is used to apply disturbances to a theoretical power distribution model (201), the spatial distribution and amplitude of said disturbances being such that the deviations observed (203) between the disturbed theoretical model and the theoretical model resulting directly from the calculation are representative of those observed in reality.

[Suite sur la page suivante]



NO, PL, PT, RO, SE, SI, SK, TR), OAPI (BF, BJ, CF, CG, CI, CM, GA, GN, GQ, GW, ML, MR, NE, SN, TD, TG).

Publiée :

— *sans rapport de recherche internationale, sera republiée
dès réception de ce rapport*

(57) Abrégé : La présente invention a pour objet un procédé permettant d'obtenir une composante ($R_{U_{2p}}^N$) d'incertitude de propagation d'erreur (206) pour tout réacteur nucléaire, même ceux destinés à être équipés d'un système d'instrumentation de mesure pour lequel il n'existe pas de retour d'exploitation avec le système considéré. A cet effet, dans l'invention, on propose d'utiliser des données (200) provenant d'un retour d'expérience acquis avec un système d'instrumentation de référence, par exemple le système RIC. Le retour d'expérience est utilisé pour appliquer à un modèle théorique de distribution de puissance (201) des perturbations dont l'amplitude et la répartition dans l'espace sont telles que les écarts observés (203) entre le modèle théorique perturbé et le modèle théorique directement issu du calcul sont représentatifs de ceux observés dans la réalité.

Procédé de détermination d'une composante d'incertitude relative à la distribution de puissance dans le cœur d'un réacteur nucléaire.

5 DOMAINE TECHNIQUE DE L'INVENTION

L'invention concerne un procédé de détermination d'une composante d'incertitude relative à la distribution de puissance dans le cœur d'un réacteur nucléaire. La composante d'incertitude déterminée par le procédé selon l'invention est une des composantes d'une incertitude globale,
10 désignée comme incertitude E_U^N , intervenant dans un processus général de reconstruction d'une distribution de puissance déterminée pour chaque état de fonctionnement d'un réacteur nucléaire.

Le domaine de l'invention est, d'une façon générale, celui des réacteurs nucléaires. Les réacteurs nucléaires, tels que les réacteurs
15 nucléaires refroidis par de l'eau sous pression, comportent un cœur constitué par des assemblages de combustible, chaque assemblage se composant d'une pluralité de crayons de combustible, notamment de l'uranium légèrement enrichi avec l'isotope 235 ; les assemblages sont disposés de manière juxtaposée avec leurs axes longitudinaux dans la direction verticale,
20 c'est-à-dire suivant la hauteur du cœur.

D'une manière générale, dans la suite du document, les axes longitudinaux sont ainsi repérés par la cote z, les abscisses x et ordonnées y permettant la détermination d'un point du réacteur nucléaire dans un plan horizontal. On peut ainsi considérer qu'un cœur de réacteur nucléaire est
25 découpé en tranches, ou mailles axiales, d'une certaine épaisseur, repérées par l'élévation z ; on repère par ailleurs un point d'un réacteur nucléaire par sa position azimutale, à partir d'un angle défini dans un plan horizontal, par rapport à l'axe z des cotes du repère tridimensionnel orthogonal (x,y,z), et par sa position radiale, définie par une distance, dans un plan horizontal,
30 entre le point considéré et l'axe des côtes.

La puissance dégagée par les assemblages, puissance directement corrélée au flux neutronique généré par le combustible présent dans lesdits assemblages, ne se répartit pas de façon uniforme à l'intérieur du volume du réacteur. Il existe des endroits où la puissance est plus élevée qu'en
35 d'autres, typiquement au centre du réacteur par comparaison à la périphérie.

On parle alors de points chauds ; c'est au niveau de ces points que la puissance fournie se rapproche le plus des limites de conception du cœur du réacteur nucléaire. En conséquence, la distribution de puissance dans un cœur de réacteur nucléaire n'est pas homogène ; la réalisation d'une
5 cartographie complète de puissance dans le cœur, appelée distribution de puissance 3D, qui est une opération fondamentale pour des raisons de sécurité évidentes, est donc une opération complexe.

Ainsi, la conduite et la sécurisation des réacteurs nucléaires nécessitent de déterminer l'énergie fournie par les fissions des noyaux
10 d'uranium 235, donc la puissance nucléaire, en chaque point du réacteur nucléaire. A cet effet, des mesures sont effectuées pour évaluer la puissance en différents points du cœur du réacteur. Dans tous les cas, l'évaluation de cette puissance fait intervenir des mesures des rayonnements émis par le cœur du réacteur, et plus particulièrement du flux de neutrons.

15 La mesure d'un flux de neutrons fait toujours intervenir une interaction neutron/matière qui va créer des particules susceptibles de produire un courant électrique mesurable. Après chaque absorption d'un neutron, les atomes de la matière sensible constituant le capteur vont se transformer ; la matière sensible en tant que telle va donc disparaître progressivement. Cette
20 disparition est réalisée à une vitesse qui est fonction de l'intensité du flux neutronique et de la probabilité d'occurrence de la réaction, elle-même directement liée à la section efficace d'absorption. Plus cette probabilité est élevée et plus le courant fourni est fort mais, en contrepartie, plus la matière sensible disparaît rapidement ce qui nécessite alors de remplacer le capteur
25 très rapidement.

Le problème de l'épuisement de la matière sensible se pose donc de manière cruciale pour un capteur neutronique situé en permanence à l'intérieur du cœur.

Pour répondre à ce problème sensible d'épuisement des capteurs, de
30 nombreux constructeurs de réacteurs nucléaires ont choisi de ne pas laisser à demeure les capteurs en position de mesure dans le cœur, et d'envoyer ceux-ci dans le réacteur uniquement pour faire des relevés par intermittence. Des capteurs traditionnellement utilisés sont ainsi désignés par l'expression "instrumentation interne mobile", qui seront dans la suite de la description
35 désignés comme système RIC (Réacteur Instrumentation Cœur). La fonction

du système RIC est de mesurer précisément la distribution de flux dans le cœur du réacteur, avec des contraintes relativement faibles en terme de temps de réponse.

5 Aussi, dans la pratique, le système RIC coexiste avec un système de contrôle dit système RPN (réacteur protection nucléaire), disposé à l'extérieur du cœur du réacteur nucléaire, et chargé de mesurer quelques paramètres de la distribution de puissance (tels les déséquilibres axiaux et azimutaux) et le niveau de puissance avec un très bon temps de réponse, mais une moins bonne précision des mesures que le système RIC. Le
10 système RPN est calibré périodiquement, car la proportionnalité entre la mesure externe et le niveau de puissance réel du réacteur dépend de la composante radiale de la distribution de puissance, qui elle-même varie avec l'épuisement du combustible. Les informations fournies par le système RIC peuvent être utilisées pour réaliser un tel calibrage.

15 D'une manière plus générale, le système RIC est utilisé dans deux circonstances distinctes:

Tout d'abord, pendant les périodes d'essais de démarrage ou après chaque rechargement des assemblages, ou en périodes d'essais particuliers, le système RIC est utilisé pour :

- 20 — vérifier que la distribution de puissance en début de cycle est conforme aux calculs de conception et en particulier que la valeur des points chauds respecte les hypothèses de conception ;
— calibrer les détecteurs du système RPN ;
— détecter une éventuelle erreur de chargement ;
25 — délivrer des informations sur la distribution de flux qui participent à la qualification des codes informatiques et des méthodes utilisées dans les calculs de conception du cœur du réacteur.

Ensuite, en cours de cycle et en fonctionnement normal, le système RIC est utilisée notamment pour :

- 30 — vérifier que la distribution de puissance, et en particulier les facteurs de points chauds, évoluent en fonction du temps comme les calculs de conception l'ont prévu ;
— vérifier et/ou calibrer les détecteurs du système RPN.

35 En terme de précision, il a été historiquement choisi un compromis entre le désir de vouloir mesurer la puissance dans un grand nombre

d'assemblages, et une réalité matérielle résidant dans le fait qu'il est nécessaire de percer, pour chaque position instrumentée, un trou dans le fond de la cuve du réacteur nucléaire. Ce compromis se traduit par le fait pénalisant qu'un nombre restreint d'assemblages instrumentés a été choisi, solution avantageuse économiquement et technologiquement, mais limitant en conséquence la précision de mesure de distribution de flux, et nécessitant l'existence d'une marge, donnée par un calcul d'incertitude détaillé ultérieurement, pour couvrir une connaissance expérimentale imparfaite de la distribution de puissance 3D, notamment au niveau des points chauds.

10 Dans la pratique, ce sont six détecteurs mobiles de neutrons qui sont utilisés. Les détecteurs mobiles sont du type chambres à fission. Ce type de capteur neutronique consiste en une chambre d'ionisation classique et utilise l'uranium comme matière sensible aux neutrons. Le courant délivré par les détecteurs mobiles est proportionnel au taux de la réaction de fission dans le
15 détecteur et non directement à la puissance ; on préfère ainsi souvent parler d'activité et non de puissance ; une phase de transposition des mesures d'activité vers une détermination de puissance est introduite ultérieurement dans le dépouillement des mesures réalisées. Cette transposition donne naissance à une composante d'incertitude particulière, notée R_{U1}^N .

20 Les détecteurs mobiles sont envoyés, par un dispositif d'aiguillage, dans des tubes étanches, appelés doigt de gant, placés dans un tube d'instrumentation de 60 assemblages combustibles sélectionnés à cet effet. Les assemblages combustibles sélectionnés sont appelés assemblages instrumentés. Ainsi, chaque détecteur est destiné à explorer dix
25 assemblages. Des mécanismes font intervenir des sélecteurs de groupe pour assurer le transfert des détecteurs d'un assemblage à l'autre.

On peut préciser ici que le processus d'acquisition comporte une ou plusieurs passes supplémentaires dites d'intercalibration.

En effet, la quantité de la matière sensible, sujette à l'interaction avec
30 les neutrons, diminue avec la durée d'irradiation du détecteur ou plus exactement de la fluence reçue par celui-ci. La sensibilité c'est-à-dire le rapport entre le courant émis et le flux vu par le détecteur va évoluer avec le temps : une correction est donc nécessaire au niveau du dépouillement pour tenir compte de cette variation. Chaque sonde mobile va évoluer
35 différemment des autres puisqu'elle reçoit une fluence qui lui est propre,

fonction de la puissance des assemblages qu'elle explore. Les passes d'intercalibration ont donc pour fonction de permettre la mesure des sensibilités relatives. La détermination des sensibilités doit se faire avant chaque carte de flux complète et elle est obligatoire. Ainsi, le calibrage des

5 détecteurs est une opération qui consiste à agir sur le gain électrique de la chaîne de mesure afin de compenser la diminution du courant délivré par le capteur avec l'épuisement et de conserver constante la valeur indiquée. Cette opération permet également de corriger les différences entre

10 détecteurs pouvant apparaître du fait que chacun d'entre eux a son propre système électronique d'acquisition Dans la pratique, elle est réalisée de la façon suivante :

Tous les sélecteurs de groupe s'orientent vers une position dite de secours qui permet à chacune des sondes d'aller explorer les assemblages normalement mesurés par la sonde de rang immédiatement supérieur

15 (excepté la sonde 6 qui, par permutation circulaire, va explorer les assemblages normalement affectés à la sonde 1). On peut donc comparer les mesures obtenues lors des passes d'intercalibration pour déterminer les sensibilités relatives des sondes, et en tenir compte lors du dépouillement des mesures.

20 On appelle carte de flux, le résultat du dépouillement des mesures effectuées par le système d'instrumentation interne mobile lors de la scrutation des 60 assemblages sélectionnés à cet effet, c'est-à-dire une distribution partielle de taux de réaction en trois dimensions sur le coeur déterminée par les mesures réalisées.

25 Ainsi, bien que mesurant la distribution de flux dans un nombre significatif d'assemblages combustible - 30 % environ des assemblages sont instrumentés - le système RIC ne couvre pas, radialement, tout le coeur. Si le facteur de point chaud se trouve dans un assemblage non instrumenté, il échappe à la mesure. Il est donc nécessaire de compléter l'information

30 délivrée par les détecteurs mobiles. Le complément d'information est apporté par le calcul théorique. L'établissement d'une distribution de puissance 3D d'un coeur de réacteur nucléaire, détaillé ci-dessous, fait donc toujours appel à une combinaison d'informations expérimentales et d'informations calculées.

D'autres systèmes d'instrumentations que le RIC peuvent équiper les réacteurs industriels. Par exemple, on peut citer ici le système Aeroball, qui est un système d'instrumentation mettant en jeu des pièces mobiles constituées par des trains de billes en acier contenant 1.5 % d'un isotope sensible tel que le Vanadium et qui circulent, en étant mus par de l'azote comprimé, dans des conduits, et qui pénètrent dans la cuve par le couvercle. La mesure de flux neutronique repose sur l'activation des billes lorsqu'elles sont placées sous flux de neutrons ; le comptage de l'activité de celles-ci se fait au moyen de détecteurs fixes placés sur des râteliers situés à l'extérieur de la cuve mais dans le bâtiment réacteur. On peut également citer le système de type collectron, qui signifie collection d'électrons, qui obéit aux principes physiques suivants : Placé dans un flux de neutrons, un corps peut émettre des électrons. L'originalité d'un collectron réside dans le fait que, sous des dimensions extrêmement réduites, le courant délivré est assez élevé et que les électrons émis sont collectés et mesurés dans un processus continu sans tension de polarisation extérieure.

D'une manière générale, les données résultant du calcul de distribution de puissance, calcul théorique, correspondent à une distribution de puissance calculée à partir d'un modèle reproduisant les conditions de fonctionnement observées lors de la réalisation de la carte de flux. Ce calcul est effectué en bureau d'étude. Il respecte les principes suivants :

Le signal issu de la mesure par les détecteurs à fission est proportionnel à un taux de fission dans la partie sensible du détecteur, c'est-à-dire au produit entre la section efficace de fission et le flux. Il est donc nécessaire de calculer la section efficace de fission pour pouvoir remonter au taux d'activation du détecteur. Les modèles théoriques utilisés représentent explicitement le doigt de gant et le tube d'instrumentation afin d'approcher au mieux les conditions exactes de la mesure. La section efficace de fission est calculée en prenant en compte les conditions locales autour du tube d'instrumentation et en représentant explicitement le doigt de gant et le tube d'instrumentation pour le calcul du flux. Ce calcul est fait pour chaque assemblage instrumenté par un code de cellule, par exemple le code connu de l'homme du métier sous l'appellation APOLLO 2F. La distribution de flux est ensuite calculée par un code de diffusion par exemple le code connu de

l'homme du métier sous l'appellation "code nodal tridimensionnel SMART".
Les informations calculées sont alors les suivantes :

- la distribution 3D des puissances moyennes par assemblage. Cette distribution de puissance PM CAL (x, y, z) intervient dans la phase de transposition ;
- l'ensemble des puissances maximales crayons intégrées sur la hauteur active du coeur. Pour chaque assemblage, il n'est retenu qu'un seul crayon, celui qui porte la puissance intégrée la plus élevée. Cet ensemble, noté P CAL DH (x, y), est utilisé dans une phase dite de superposition qui permet de calculer le facteur d'élévation d'enthalpie du coeur notée FDH ;
- l'ensemble des puissances maximales locales. Pour chaque plan situé à la cote z et pour chaque assemblage, il n'est retenu qu'un seul crayon, celui qui porte la puissance locale maximale. Cet ensemble désigné P CAL (x, y, z) intervient dans la phase de superposition dans le calcul des facteurs de points chauds du coeurs FQ , FXY (z).

De son côté, le processus de reconstruction de la distribution de puissance mesurée fait intervenir principalement trois termes.

Le premier terme est le taux de réaction de fission dans le détecteur encore appelé activité.

- Le deuxième terme fait intervenir le rapport entre la puissance moyenne d'un assemblage instrumenté et l'activité vue par un détecteur circulant dans le doigt de gant de cet assemblage. Comme déjà dit, ce n'est pas la puissance mais l'activité qui est mesurée ; il faut donc disposer d'une méthode permettant de passer de l'activité à la puissance, méthode dont les principes généraux sont donnés ci-après: la réaction d'absorption des neutrons par la matière sensible du détecteur se fait dans une bande d'énergie caractéristique de celle-ci. La connaissance de la quantité de neutrons appartenant à cette bande d'énergie par rapport au nombre total de neutrons est un problème de spectre neutronique. Le rapport puissance/activité est un paramètre issu de calculs de coeur effectués en 3D pour tous les assemblages. Ces calculs tiennent compte à la fois des effets de spectre locaux par l'intermédiaire du système de contre-réactions neutroniques et de la distribution de flux. Ces rapports sont actualisés en fonction de l'épuisement du combustible pour prendre en compte l'évolution des concentrations isotopiques au sein de l'assemblage. Dans ce cadre, une

hypothèse est faite, consistant à écrire que les rapports entre valeurs calculées et valeurs reconstruites à partir des acquisitions expérimentales sont égaux pour les deux variables activité et puissance.

Le troisième terme est appelé terme de structure fine : il permet de
5 passer de la puissance moyenne d'un assemblage à la puissance de
n'importe quel crayon de cet assemblage. Pour ce faire, on suppose que,
pour un assemblage donné, le rapport entre la puissance d'un crayon et la
puissance moyenne de l'assemblage auquel appartient ce crayon est
indépendant de l'origine de cette puissance, reconstruite ou calculée. En
10 outre, une correction sera appliquée en fonction des écarts calcul/mesure
observés autour de l'assemblage. Cette correction conduit à effectuer une
interpolation linéaire à deux dimensions de type plan. L'interpolation est faite
pour chaque assemblage et à chaque cote z.

De plus, pour calculer la puissance reconstruite dans tous les points
15 non instrumentés du réacteur, un procédé permettant d'estimer des écarts
calculs/mesures aux autres points du cœur que ceux ayant effectivement
faits l'objet de mesures. C'est l'objet du procédé de propagation d'erreurs
exposé aux paragraphes suivants.

Le processus de propagation d'erreurs, qui est explicité ci-après,
20 débute par une opération consistant tout d'abord à calculer les écarts entre
les valeurs effectivement mesurées et les valeurs calculées pour chaque
assemblage instrumenté par le système d'instrumentation. Compte tenu de
l'existence du calcul théorique et du processus de mesure préalablement
exposé, on connaît, pour chacun des assemblages instrumentés, à la fois la
25 valeur de l'activité mesurée par les détecteurs et la valeur correspondante
calculée dans des conditions aussi proches que possible des conditions
expérimentales. et ce, sur chacune des mailles axiales.

L'exécution du processus de propagation d'erreurs est, dans ses
grandes lignes, le suivant ; son objectif est de déterminer, pour chaque plan
30 de côte z, une surface S_z que l'on choisit de degré 3 en (x, y) pour les cartes
complètes, capable de représenter la distribution des écarts entre les
activités calculées et les activités mesurées sur tout le cœur. On notera que
le choix de ce degré dépend de la densité de l'instrumentation disponible. On
désigne cette méthode par l'expression 'méthode de propagation des erreurs
35 SFG (Surfaces Généralisées)'.

Comme dit précédemment, en chaque position instrumentée, il est possible de calculer l'écart entre l'activité mesurée et l'activité théorique. On suppose ensuite que la distribution (x, y) des écarts à la cote z entre l'activité théorique et l'activité mesurée pour tous les assemblages peut être

5 approchée par une surface $S_z(x, y)$, s'exprimant analytiquement par un polynôme à deux dimensions de degré k, fixé par choix à la valeur 3 pour les cartes complètes. Les coefficients du polynôme caractérisant cette surface de réponse sont déterminés en minimisant une fonction d'erreurs F à

10 plusieurs variables dont chacune est un des coefficients du polynôme. Le processus de minimisation est un processus classique des moindres carrés effectué à chaque cote axiale et rendant minimale la différence entre les écarts obtenus précédemment et les écarts calculés grâce au polynôme sur tous les assemblages instrumentés.

Dans la pratique, pour le système RIC, le processus d'extension utilise

15 donc un procédé classique de minimisation des écarts sur les 60 positions instrumentées, et pour chaque cote axiale, entre l'écart C/M initial et la valeur donnée par la surface de réponse. On dispose ainsi d'une fonction analytique en (x, y, z) qui permet de calculer des écarts calculs/mesures dans toutes les positions du cœur du réacteur. Ces écarts sont ensuite utilisés pour corriger

20 en tous les points les valeurs théoriques. Après normalisation sur l'ensemble du cœur, on obtient une distribution de puissance reconstruite sur tout le volume du réacteur. In fine, tout se passe comme si on forçait le calcul à s'approcher au mieux des 60 points de mesure, la distribution de puissance reconstruite n'étant autre que la distribution de puissance issue de ce

25 forçage.

ARRIERE-PLAN TECHNOLOGIQUE DE L'INVENTION

En conséquence, le processus de propagation d'erreurs est associé à une composante d'incertitude particulière, notée R_{U2}^N , qui entre dans le calcul d'une incertitude globale intervenant dans un bilan de marges total à

30 considérer sur la totalité du réacteur nucléaire considéré.

D'une manière générale, l'incertitude globale E_U^N est définie par la relation suivante, correspondant à un remontage quadratique classique :

$$E_U^N = \sqrt{(\mu_U^N)^2 + (R_{U1}^N)^2 + (R_{U2}^N)^2 + (M_U^N)^2} \quad (\text{Relation 1})$$

Les différentes composantes intervenant dans la relation 1 sont les suivantes :

- la distribution de puissance locale 3D crayon dans chaque assemblage ne peut être déduite que du modèle théorique simulant les conditions expérimentales. L'incertitude de calcul μ_U^N sur cette structure fine est donc la première composante ;

- la réponse des détecteurs n'étant pas, comme on l'a précisé précédemment, du type puissance mais du type taux de réaction ou activité, il faut faire l'hypothèse que les écarts Calculs/Mesure de type activité peuvent être transposés au paramètre puissance. La composante d'incertitude R_{U1}^N est associée à cette hypothèse de transposition ;

- les écarts Calculs/Mesure observés dans le domaine géométrique partiel couvert par les détecteurs sont propagés en tout point du cœur : la composante d'incertitude R_{U2}^N , dite composante d'incertitude de propagation d'erreurs, est associée à l'algorithme correspondant ;

- la dernière composante caractérise le détecteur, ou la combinaison de détecteurs, tant sous l'aspect physique du signal que sous celui de l'ensemble du processus d'acquisition. Ces différents aspects sont alors couverts par la composante d'incertitude M_U^N .

La méthode de calcul de la composante d'incertitude de propagation d'erreurs, telle que pratiquée dans l'état de la technique, est illustrée schématiquement en référence à la figure 1.

Sur cette figure, on illustre le fait que, pour un tel calcul, on part d'un état réel 100 qui, par définition, présente une distribution de puissance qui n'est pas connue, qui est à déterminer. Comme on l'a expliqué précédemment, on procède à un ensemble de mesures 101, soixante dans le cas du système RIC, sur l'ensemble du cœur du réacteur. Parallèlement, comme déjà également expliqué, on dispose d'un modèle théorique 102 de distribution de puissance établi en bureau d'étude, qui donne une cartographie complète des distributions de puissance au sein du cœur du réacteur.

On procède alors à une étape 103 au cours de laquelle on calcule les écarts, ou différences, notés C/M, entre les valeurs effectivement mesurées

et les valeurs prévues par le calcul théorique, et ceci pour l'ensemble des points du réacteur pour lesquels on dispose d'une mesure.

5 A partir des écarts obtenus, on détermine, selon le processus de propagation d'erreurs précédemment mentionné, dans une étape 104, des écarts, notés $(C/M)^*$, pour l'ensemble des points du réacteur nucléaire. On obtient ainsi un écart généralisé ou étendu, né du processus de propagation d'erreurs écart à appliquer à chaque valeur d'activité calculée, pour disposer d'une valeur d'activité estimée pour chaque point du réacteur nucléaire.

10 De son côté, la composante d'incertitude d'extension $(R_{U_2}^N)$ est directement calculée, dans une étape 105, à partir des résidus constitués, pour chaque point ayant fait l'objet d'une mesure expérimentale, par la différence entre l'écart $(C/M)^*$ étendu et l'écart C/M initial correspondant à ce point, par exemple en réalisant une moyenne quadratique de ces résidus.

15 Finalement, on détermine enfin, dans une étape 106, suite à l'étape de transposition activité/puissance précédemment évoquée, une puissance estimée P_{est} en tout point du cœur du réacteur nucléaire, la valeur P_{est} étant spécifique à chaque point du cœur du réacteur.

20 La solution de détermination de la composante d'incertitude de propagation d'erreurs $(R_{U_2}^N)$ qui vient d'être détaillée est applicable à tout cœur de réacteur nucléaire pour lesquels on peut effectivement réaliser des mesures, notamment par le système RIC. Mais une telle solution n'est pas applicable à des cœurs de réacteurs nucléaires qui vont être mis en place, pour lesquels aucune mesure de distributions de flux n'est encore réalisée, et également pour les cœurs de réacteurs nucléaires existants mais pour
25 lesquels il est envisagé de mettre en place un nouveau système d'instrumentation.

Or de tels changements sont en train d'apparaître. En effet, les progrès informatiques des dernières années ont permis la généralisation des modèles 3D de calcul de cœur non seulement en bureau d'études mais aussi
30 en ligne, ces modèles étant alors alimentés en temps réel avec les paramètres de fonctionnement de la tranche concernée. Les évolutions technologiques liées aux capteurs ont également permis de pouvoir disposer

en permanence des signaux délivrés par des détecteurs placés à des positions fixes dans le cœur.

De nouveaux systèmes d'instrumentation ayant pour objectif une surveillance en ligne des marges de fonctionnement peuvent ainsi être définis. Cependant, les incertitudes correspondantes, associées à ces nouveaux systèmes, doivent évidemment faire l'objet d'une évaluation avant une installation industrielle, donc en l'absence de tout retour d'exploitation sur ces systèmes.

C'est dans ce contexte que le procédé selon l'invention trouve son intérêt : la présente invention se rapporte essentiellement à la détermination de la composante d'incertitude de propagation d'erreurs $R_{U_2}^N$ pour des réacteurs nucléaires pour lesquels un nouveau système d'instrumentation est susceptible d'être utilisé. En effet, dans un tel cas de figure, un problème majeur se pose pour la détermination de la composante d'incertitude $R_{U_2}^N$: du fait de la nouveauté du système de mesure qui va être mis en place, il n'existe pas de mesures exploitables pour la détermination de cette composante d'incertitude.

DESCRIPTION GENERALE DE L'INVENTION

La présente invention apporte une solution au problème qui vient d'être exposé. En effet, dans l'invention, on propose un procédé permettant d'obtenir une composante d'incertitude de propagation d'erreurs pour tout réacteur nucléaire, même ceux destinés à être équipés d'un système d'instrumentation de mesure pour lequel il n'existe pas de retour d'exploitation avec le système considéré. A cet effet, dans l'invention, on propose d'utiliser des données provenant d'un retour d'expérience acquis avec un système d'instrumentation de référence, par exemple le système RIC. Ce retour d'expérience disponible est alors utilisé pour appliquer à un modèle théorique de distribution de puissance des perturbations dont l'amplitude et la répartition dans l'espace sont telles que les écarts observés entre le modèle théorique perturbé et le modèle théorique directement issu du calcul sont représentatifs de ceux observés dans la réalité.

Ainsi, le problème posé par cette absence de retour d'exploitation avec un nouveau système de mesure peut être levé à partir du retour d'expérience considérable déjà acquis avec une instrumentation de

référence. Ce retour d'expérience se traduisant essentiellement par une base d'écarts Calcul / Mesure 3D, on propose alors d'appliquer, dans l'invention, aux modèles théoriques des perturbations dont l'amplitude et la répartition seront telles que les écarts 3D, écarts notés, comme il le sera détaillé
5 ultérieurement, Calcul / PseudoMesure, par rapport aux modèles initiaux sont représentatifs de ceux effectivement présents dans le cœur du réacteur nucléaire sur lequel est mis en œuvre le procédé selon l'invention.

Ainsi, par exemple, pour des cœurs de réacteur nucléaire destinés à être équipés de systèmes de mesure de type collectrons, pour lesquels un
10 retour d'expérience, ayant les caractéristiques requises pour l'application envisagée, peut être considéré comme insuffisant, on établira un modèle théorique perturbé à partir des mesures réalisées au moyen des systèmes RIC, qui présentent l'avantage d'offrir un retour d'expérience très important, permettant de définir avec précision les perturbations à appliquer à un
15 modèle purement théorique.

L'invention concerne donc essentiellement un procédé de détermination d'une composante d'incertitude, dite composante d'incertitude de propagation d'erreurs, intervenant dans un calcul d'une incertitude globale associée à une distribution de puissance d'un cœur de réacteur nucléaire,.
20 Ce procédé est caractérisé en ce qu'il comporte les différentes étapes consistant à :

- établir une cartographie tridimensionnelle d'une distribution de puissance théorique du cœur de réacteur nucléaire considéré ;
avantageusement, on dispose de cartographies tridimensionnelles de
25 distribution de puissance théorique pour différentes configurations du cœur de réacteur nucléaire.

- établir une représentation perturbée du cœur de réacteur nucléaire, la représentation perturbée consistant à appliquer au moins un paramètre physique de perturbation à la distribution de puissance théorique pour au
30 moins une pluralité de points du cœur de réacteur nucléaire, le paramètre physique de perturbation appliqué adoptant une valeur issue de mesures réalisées pour des cœurs de réacteur nucléaire de conception comparable ;

- sélectionner un ensemble de valeurs d'activités ou de taux de réaction, désignés comme pseudo-mesures, dans la représentation
35 perturbée du cœur de réacteur nucléaire ;

- déterminer, pour chaque point du réacteur nucléaire associé à une pseudo-mesure, un écart initial entre une activité théorique, issue de la cartographie tridimensionnelle théorique du cœur de réacteur nucléaire, et la pseudo –mesure, déduite du modèle perturbé, associée au point considéré ;

5 - réaliser, à partir des écarts initiaux déterminés, une opération de processus de propagation d'erreurs à l'ensemble du cœur du réacteur pour associer à tout point du cœur de réacteur nucléaire une valeur de correction étendue ;

10 - déterminer, pour chaque point du réacteur nucléaire, une puissance estimée, la valeur de correction étendue intervenant comme paramètre dans ladite détermination de puissance estimée ;

15 - calculer une pluralité de résidus en réalisant la différence, pour cette même pluralité de points du cœur de réacteur nucléaire, entre la puissance estimée et la représentation perturbée de cette puissance pour chaque point considéré ;

 - déterminer la composante d'incertitude de propagation d'erreurs à partir des résidus ainsi évalués.

20 Par l'expression "point du cœur de réacteur nucléaire", on désigne un volume du réacteur nucléaire pour lequel on cherche à attribuer, dans le cadre de l'élaboration d'une distribution de puissance 3D, une valeur de puissance, ou une valeur de paramètre physique corrélé à la puissance. Chaque point du cœur de réacteur nucléaire est ainsi associé à une unique telle valeur. Le procédé selon l'invention comporte donc notamment une étape de mesure permettant d'obtenir les valeurs des paramètres physiques

25 de perturbation à appliquer à la distribution de puissance théorique.

 Outre les caractéristiques principales qui viennent d'être mentionnées dans le paragraphe précédent, le procédé selon l'invention peut présenter une ou plusieurs caractéristiques supplémentaires parmi les suivantes :

30 - les paramètres de perturbation physique sont parmi les paramètres suivants :

 - désalignement d'au moins une grappe de contrôle par rapport aux autres grappes de contrôle du cœur de réacteur nucléaire considéré ;

 - imprécision sur la position des grappes de contrôle ;

35 - imprécision sur la température d'entrée du modérateur ; on désigne, d'une façon générale, par le terme "modérateur" un matériau formé de noyaux

légers qui ralentissent les neutrons. Il doit être peu capturant afin de ne pas gaspiller les neutrons et être suffisamment dense pour assurer un ralentissement efficace.

- inhomogénéité de la concentration en bore dans le modérateur ;
- 5 - inhomogénéité de l'irradiation des assemblages de combustibles ;
- imprécision sur la puissance nominale du cœur de réacteur ;
- déséquilibre, azimutal ou radial, dans la répartition de la puissance nucléaire entre quadrants du cœur du réacteur.
- l'étape de détermination de la puissance estimée obéit à l'équation
- 10 suivante, faisant intervenir, pour chaque point considéré, la valeur de la puissance théorique P_{cal} : $P_{est} = P_{cal} / (1 + (C/PM)^*)$, où $(C/PM)^*$ représente la valeur de correction étendue ;
- les pseudos-mesures sélectionnées le sont pour des points du cœur de réacteur où une instrumentation de mesure est destinée à être installée ;
- 15 - la pluralité de résidus est calculée pour l'ensemble des points du cœur du réacteur nucléaire ;
- le processus de propagation d'erreurs réalisé pour associer à tout point du cœur de réacteur nucléaire une valeur de correction étendue est de type processus d'extension SFG de degré trois ou deux suivant la densité de
- 20 l'instrumentation ; le mode de propagation SFG est un mode externe dont les principaux avantages sont la simplicité et la robustesse. Dans d'autres exemples de mise en œuvre, on choisit un autre mode de propagation, notamment un mode où les écarts Calculs/Mesure viennent corriger des paramètres à l'intérieur des boucles internes du calcul neutronique ; les
- 25 paramètres à modifier peuvent alors par exemple être les sections efficaces, les densités locales, ... ;
- les mesures préalablement réalisées ont été obtenues avec un système de type RIC.

Par l'expression "cœur de réacteur nucléaire de conception comparable", on désigne les cœurs de réacteurs nucléaires dont

30 l'architecture, notamment en terme de disposition générale des assemblages combustibles, présente des éléments de ressemblance significatifs avec celle du cœur de réacteur nucléaire sur lequel est appliqué le procédé selon l'invention. Ainsi, la méthode peut s'appliquer indifféremment à des cœurs 2-

35 Boucles (121 assemblages), 3-Boucles (157 assemblages), 4-Boucles (193

assemblages), 4-Boucles N4 (205 assemblages) et EPR (241 assemblages). Le rapport entre le nombre d'assemblages instrumentés et le nombre total d'assemblages pour les cœurs de réacteurs autre que ceux de l'EPR est voisin de 30% ($30/121=0.25$, $50/157=0.32$, $58/193=0.30$ et $60/205=0.29$).

- 5 Dans le cas EPR ce rapport est $40/241=0.17$. Le procédé selon l'invention est notamment utilisée, à instrumentation égale, pour quantifier l'impact sur le poste d'extension de la diminution significative de ce rapport. Cette quantification a ainsi été réalisée pour le passage de 58 canaux instrumentés à 42 (dans le cadre d'un schéma RIC complémentaire résultant de
- 10 l'introduction de 16 cannes collectrons dans des tubes guides qui étaient normalement scrutés par des sondes mobiles : $42/193=0.22$ et $42/58=0.72$), et de 58 à 16 (dans le cadre du schéma collectrons précédemment évoqué).

- L'invention et ses différentes applications seront mieux comprises à la lecture de la description qui suit et à l'examen des figures qui
- 15 l'accompagnent.

BREVE DESCRIPTION DES FIGURES

Celles-ci ne sont présentées qu'à titre indicatif et nullement limitatif de l'invention. Les figures montrent :

- à la figure 1, déjà décrite, une représentation schématique des

20 différentes étapes d'un procédé de l'état de la technique illustrant le processus d'extension des écarts C/M observés dans un cœur de réacteur nucléaire ;

- à la figure 2, une représentation schématique des différentes étapes d'un exemple de mise en œuvre du procédé selon l'invention de propagation des erreurs C/M et ainsi d'extension en tout point du cœur des écarts C/M

25 observés sur un domaine partiel dans un cœur de réacteur nucléaire.

DESCRIPTION DETAILLEE DES FORMES DE REALISATION

PREFEREES DE L'INVENTION

- La figure 2 illustre schématiquement un exemple de mise en œuvre du
- 30 procédé selon l'invention pour le calcul de la composante d'incertitude de propagation des erreurs. Afin de marquer la différence, entre les procédés de l'état de la technique et le procédé selon l'invention, dans la détermination de cette composante d'incertitude, cette dernière, lorsqu'elle est issue du procédé selon l'invention, est notée $\underline{R_{U2p}^N}$.

Sur cette figure, on illustre le fait que, dans le procédé selon l'invention, on part d'un état dit perturbé 200 qui, correspond à un modèle de distribution de puissance théorique 201 auquel on a appliqué, en chaque point du cœur du réacteur nucléaire, au moins un paramètre physique de perturbation. Dans un mode particulier de mise en œuvre du procédé selon l'invention, ce sont la totalité des points du cœur du réacteur nucléaire auxquels on applique une telle perturbation.

- Par exemple, la perturbation physique à appliquer correspond à un ou plusieurs paramètres physiques parmi les suivants :
- 10 - désalignement d'au moins une grappe de contrôle par rapport aux autres grappes de contrôle du cœur de réacteur nucléaire considéré;
 - imprécision sur la position des grappes de contrôle ; ces deux premiers paramètres physiques sont liés au fait que les grappes de contrôle, qui sont traditionnellement introduites par le haut du cœur du réacteur, et qui sont destinées à contrôler la puissance du cœur du réacteur – voire à stopper totalement celui-ci en cas d'incident important – sont mis en mouvement par des systèmes mécaniques complexes, la précision des déplacements, et a fortiori des déplacements relatifs, de ces grappes de contrôle
 - 15 - imprécision sur la température d'entrée du modérateur ;
 - 20 - inhomogénéité de la concentration en bore ;
 - inhomogénéité de l'irradiation des assemblages de combustibles ;
 - imprécision sur la puissance nominale du cœur de réacteur ;
 - déséquilibre, azimutal ou radial, dans la répartition de la puissance nucléaire entre quadrants du cœur du réacteur

25 Avantageusement, les valeurs des perturbations appliquées viennent d'une base de données issues de données expérimentales obtenues sur des cœurs de réacteur nucléaire présentant des similitudes avec le cœur de réacteur sur lequel est mis en œuvre le procédé selon l'invention. Les similitudes présentées concernent essentiellement l'organisation spatiale des assemblages combustibles au sein du cœur du réacteur, avec par exemple des similitudes dans les symétries de répartition observées. Par contre, il n'est pas indispensable que le cœur de réacteur nucléaire sur lequel on met en œuvre le procédé selon l'invention présente le même type d'instrumentation de mesure. On peut ainsi utiliser des résultats

30

35 expérimentaux collectés au moyen d'un système RIC pour déterminer les

perturbations à appliquer aux points d'un cœur de réacteur nucléaire qui sera équipé d'un système d'instrumentation de mesure d'un type différent, par exemple de type aéroball ou collectrons.

Dans le procédé selon l'invention illustré, on procède, dans une étape 5 202, à la sélection d'un ensemble de valeurs d'activités ou de taux de réactions, désignées comme pseudo-mesures, dans les valeurs définissant l'état perturbé du cœur de réacteur nucléaire ; puis, dans une étape 203, on détermine, pour chaque point du réacteur nucléaire associé à une pseudo-mesure sélectionnée, un écart initial, noté (C/PM) entre le taux de réaction 10 théorique et la pseudo-mesure correspondante..

On réalise ensuite, dans une étape 204, à partir des écarts initiaux déterminés, une opération de processus de propagation d'erreurs à l'ensemble du cœur du réacteur pour associer à tout point du cœur de réacteur nucléaire une valeur de correction étendue, notée (C/PM)*.

15 On détermine ensuite, dans une étape 205, pour chaque point du réacteur nucléaire, une puissance estimée, la valeur de correction étendue intervenant comme paramètre dans ladite détermination de puissance estimée.

Selon le procédé de l'invention, on peut alors, dans une étape 206 20 calculer une pluralité de résidus en réalisant la différence, pour au moins une pluralité de points du cœur de réacteur nucléaire, entre la puissance estimée et la représentation perturbée de cette puissance pour chaque point considéré ; la composante d'incertitude de propagation d'erreurs R_{U2p}^N est alors établie à partir des résidus évalués, par exemple en réalisant leur 25 moyenne quadratique. Avantageusement, on calcule les résidus pour l'ensemble des points du réacteur nucléaire.

Ainsi, la relation 1 qui définit le remontage final de l'incertitude de reconstruction E_v^N résulte d'un processus s'appliquant au triplet (configuration réelle du coeur, configuration théorique simulée, écarts C/M) 30 est alors remplacée par une équation 2, définissant le même remontage à partir d'un nouveau triplet (configuration théorique perturbée, configuration théorique initiale, écarts C/PM)

La relation 1 devient alors :

$$E_{Up}^N = \sqrt{(\mu_U^N)^2 + (R_{U1}^N)^2 + (R_{U2p}^N)^2 + (M_{Up}^N)^2} \quad \text{Equation 2}$$

L'indice p de cette relation a pour signification prime : il s'agit essentiellement de faire une nette distinction au niveau des triplets qui sont en amont du remontage final.

- 5 Le terme (E_{Up}^N) de la relation 2 a la même signification que l'incertitude (E_U^N) de la relation 1. Il se compose donc des mêmes termes. Les deux postes qui sont affectés au premier ordre par un changement de système d'instrumentation sont évidemment la composante (M_U^N) caractérisant le détecteur utilisé et la composante (R_{U2}^N) couvrant le passage des données
10 expérimentales sur un domaine partiel vers la puissance maximale locale 3D en tout point du cœur.

- La composante (R_{U2}^N) sera toujours concerné par un changement de système d'instrumentation. Son évaluation classique repose sur une comparaison entre l'écart (C/M)* étendu, via l'algorithme de propagation
15 d'erreurs retenu, en un point scruté par l'instrumentation disponible et l'écart C/M initial en un point effectivement instrumenté. Cette comparaison implique donc l'existence d'une référence expérimentale, cette référence étant partielle dans tous les cas.

- Pour pallier ce caractère partiel le procédé selon l'invention permet de
20 faire cette comparaison sur un ensemble complet. La composante R_{U2p}^N est maintenant évaluée par comparaison des distributions de puissances locales 3D reconstruites en tout point du cœur et des distributions équivalentes de référence déterminées dans le cadre du procédé selon l'invention.

- A titre complémentaire, on peut préciser que pour que les distributions
25 d'écarts C/PM soient représentatives des écarts C/M effectivement observées lors du suivi d'exploitation des réacteurs en fonctionnement il faut que les types et l'amplitude des perturbations appliquées aux modèles génériques aient été correctement définis.

- Cette définition passe par la construction d'une base réelle de
30 référence couvrant le maximum de configurations sous le double aspect du type des assemblages chargés dans les réacteurs en exploitation et du mode de gestion du temps de séjour en réacteur de ces assemblages.

La définition des ensembles de Pseudo Mesures est un des objectifs assignés aux modèles de référence. Il est alors fondamental que ces ensembles soient les plus proches possibles de ceux effectivement observés sur site pour chacun des systèmes d'instrumentation analysés.

- 5 Il faut donc tenir compte en même temps de toutes les caractéristiques de ces systèmes et de l'impact de ces caractéristiques par rapport à la réponse du système RIC de référence. Ces impacts sont liés :
- 10 **a)** Au changement de la densité radiale des canaux instrumentés (58 → 42 canaux pour les schémas RIC complémentaires d'un cœur 4-Boucles classique et 58 → 16 pour les schémas collectrons des cœurs de ce type) ;
 - b)** Au type de détecteur (Uranium 235 dans le cas du RIC et Rhodium 103 dans le cas des collectrons) ;
 - 15 **c)** Au changement de la répartition axiale des points de mesure dans le cas des détecteurs de type collectron (65 mailles continues → 8 mailles discontinues), d'où la nécessité d'une conversion de maillage ;
 - d)** Aux caractéristiques de l'incertitude expérimentale M_U^N .
 - 20 ○ Dans le cas des signaux de type RIC cette incertitude ne comporte qu'une part locale 3D indépendante du temps.
 - Dans le cas des collectrons il est important de tenir compte des composantes 3D et 2D (par canne) de cette incertitude et de sa variabilité en cours d'usure.

25 De façon d'une part à minimiser le nombre de configurations perturbées à construire et d'autre part à consolider encore le lien avec la base expérimentale réelle il a été choisi, pour les premières applications pratiques de la mise en œuvre du procédé selon l'invention, d'utiliser une approche différentielle par rapport à l'instrumentation de référence.

L'instrumentation interne de type CFM (Chambre à Fission Mobile) est en effet considérée comme une instrumentation de référence en raison :

- 30 1. De sa résolution axiale (1 acquisition / mm) ;
- 2. De son auto calibrage (plusieurs détecteurs peuvent scruter le même canal) ;

3. De sa précision indépendante du temps (usure négligeable car les détecteurs ne sont irradiés qu'environ 1 heure chaque mois) ;
4. D'une couverture quasi complète par quadrant dans les cas des cœurs 3Boucles & 4Boucles actuels ;
5. D'une incertitude finale (E_U^N) bien maîtrisée et reposant sur une base expérimentale considérable.

Le remontage est alors effectué suivant la relation ci-après :

$$(E_U^N)_{SchX} = (E_U^N)_{REF} + (\Delta E_{Up}^N)_{SchX}^{REF} \quad \text{Relation 2a}$$

Le terme SchX désigne l'expression "Schéma X", s'appliquant à tout système d'instrumentation différent du système d'instrumentation de référence (désigné par le terme REF). Le terme correctif $(\Delta E_{Up}^N)_{SchX}^{REF}$ de la relation 2a définissant ce remontage différentiel peut ainsi être appliqué avec :

$$(E_{Up}^N)_{REF} = \sqrt{(\mu_U^N)^2 + (R_{U1}^N)_{REF}^2 + (R_{U2p}^N)_{REF}^2 + (M_U^N)_{REF}^2} \quad (\text{relation 3})$$

Et

$$(E_{Up}^N)_{SchX} = \sqrt{(\mu_U^N)^2 + (R_{U1}^N)_{SchX}^2 + (R_{U2p}^N)_{SchX}^2 + (M_U^N)_{SchX}^2} \quad (\text{relation 4})$$

Ce terme correctif contient non seulement la différence $(\Delta R_{U2p}^N)_{SchX}^{REF}$, mais également celles qui résultent d'un changement de détecteur ou d'une combinaison de détecteurs, d'où par exemple les variations $(\Delta R_{U1}^N)_{SchX}^{REF}$, $(\Delta M_U^N)_{SchX}^{REF}$ et/ou $(\Delta X_U^N)_{SchX}^{REF}$, X désignant alors un poste d'incertitude n'existant que pour la configuration SchX.

Sous l'aspect des distributions de puissance reconstruites la composante R_{U2p}^N reste l'indicateur caractéristique d'un système d'instrumentation quelconque. La différence $(\Delta R_{U2p}^N)_{SchX}^{REF}$ est donc le paramètre déterminant lors du dimensionnement de l'incertitude E_U^N et elle a été analysée pour toutes les configurations de la base de perturbations.

La variabilité observée sur la différence $(\Delta R_{U2p}^N)_{SchX}^{REF}$ est en grande partie une conséquence du poste M_U^N via le processus de bruitage 3D des Pseudo Mesures. Cette différence est, dans la pratique, définie en amont du remontage final par l'utilisation d'une approche statistique.

Avantageusement, on prévoit, dans l'invention, une fois que des mesures réelles, obtenues grâce au nouveau système de mesure, sont

disponibles, de confronter les résultats obtenus par le procédé selon l'invention de détermination de la composante d'incertitude de propagation d'erreurs et les résultats obtenus, selon des méthodes classiques de détermination de composantes d'incertitude, à partir des mesures réelles

5 obtenues. On vérifie ainsi que l'incertitude évaluée par le procédé selon l'invention n'est pas remise en cause.

REVENDECATIONS

- 1- Procédé de détermination d'une composante d'incertitude ($R_{U_{2p}}^N$), dite composante d'incertitude de propagation d'erreurs, intervenant dans le calcul d'une incertitude globale (E_{Up}^N) associée à une distribution de puissance d'un cœur de réacteur nucléaire, caractérisé en ce qu'il comporte les différentes étapes consistant à :
- établir (201) une cartographie tridimensionnelle d'une distribution de puissance théorique du cœur de réacteur nucléaire considéré ;
 - établir (200) une représentation perturbée du cœur de réacteur nucléaire, la représentation perturbée consistant à appliquer au moins un paramètre physique de perturbation à la distribution de puissance théorique pour au moins une pluralité de points du cœur de réacteur nucléaire, le paramètre physique de perturbation appliqué adoptant une valeur issue de mesures réalisées pour des cœurs de réacteur nucléaire de conception comparable ;
 - sélectionner (202) un ensemble de valeurs d'activités ou de taux de réaction, désignées comme pseudo-mesures, dans la représentation perturbée du cœur de réacteur nucléaire ;
 - déterminer (203), pour chaque point du réacteur nucléaire associé à une pseudo-mesure, un écart initial entre une activité théorique, issue de la cartographie tridimensionnelle théorique du cœur de réacteur nucléaire, et la pseudo -mesure associée au point considéré ;
 - réaliser (204), à partir des écarts initiaux déterminés, une opération de processus de propagation d'erreurs à l'ensemble du cœur du réacteur pour associer à tout point du cœur de réacteur nucléaire une valeur de correction étendue ;
 - déterminer (205), pour chaque point du réacteur nucléaire, une puissance estimée, la valeur de correction étendue intervenant comme paramètre dans ladite détermination de puissance estimée ;
 - calculer une pluralité de résidus en réalisant la différence, pour cette même pluralité de points du cœur de réacteur nucléaire, entre la puissance estimée et la représentation perturbée de cette puissance pour chaque point considéré ;
 - déterminer (206) la composante d'incertitude de propagation

d'erreurs à partir des résidus calculés.

2- Procédé selon la revendication précédente caractérisé en ce que les paramètres de perturbation physique sont parmi les paramètres suivants :

- désalignement d'au moins une grappe de contrôle par rapport aux autres grappes de contrôle du cœur de réacteur nucléaire considéré;
- imprécision sur la position des grappes de contrôle ;
- imprécision sur la température d'entrée du modérateur ;
- inhomogénéité de la concentration en bore ;
- inhomogénéité de l'irradiation des assemblages de combustibles ;
- imprécision sur la puissance nominale du cœur de réacteur ;
- déséquilibre, azimutal ou radial, dans la répartition de la puissance nucléaire entre quadrants du cœur du réacteur ;

3- Procédé selon l'une au moins des revendications précédentes caractérisé en ce que l'étape de détermination de la puissance estimée obéit à l'équation suivante, faisant intervenir, pour chaque point considéré, la valeur de la puissance théorique P_{cal} : $P_{est} = P_{cal} / (1 + (C/PM)^*)$, où $(C/PM)^*$ représente la valeur de correction étendue.

4- Procédé selon l'une au moins des revendications précédentes caractérisé en ce que les pseudos-mesures sélectionnées le sont pour des points du cœur de réacteur où une instrumentation de mesure est destinée à être installée.

5- Procédé selon l'une au moins des revendications précédentes caractérisé en ce que les résidus sont calculés pour l'ensemble des points du cœur du réacteur nucléaire.

6- Procédé selon l'une au moins des revendications précédentes caractérisé en ce que le processus de propagation d'erreurs réalisé pour associer à tout point du cœur de réacteur nucléaire une valeur de correction étendue est de type processus d'extension SFG de degré trois ou deux suivant la densité de l'instrumentation.

7- Procédé selon l'une au moins des revendications précédentes caractérisé en ce que les mesures préalablement réalisées ont été obtenues avec un système d'instrumentation de type RIC.

1/1

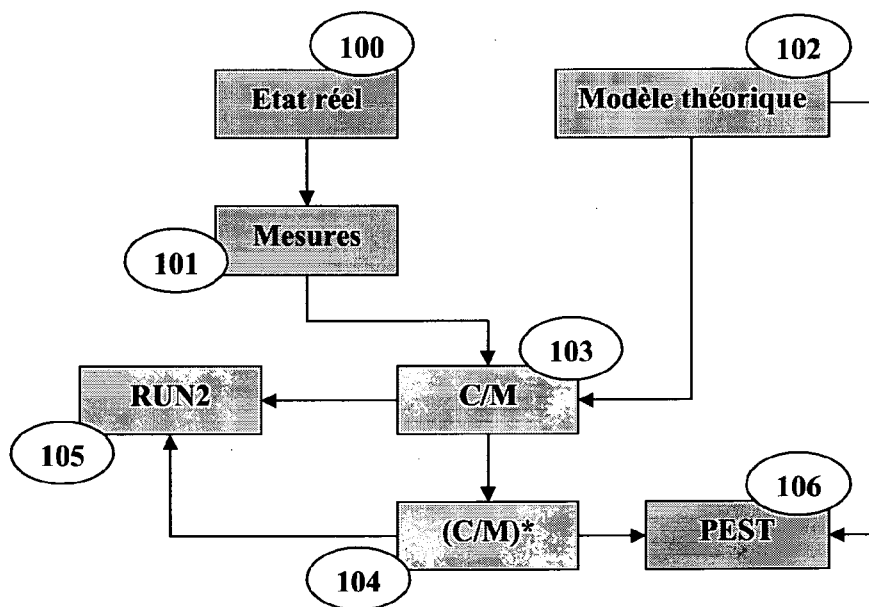


FIG.1

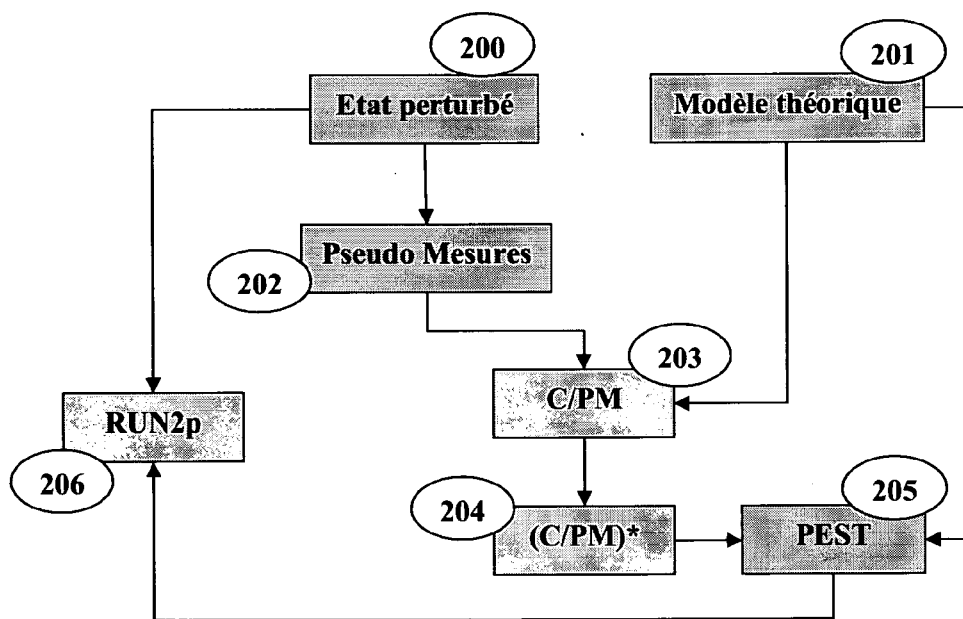


FIG.2