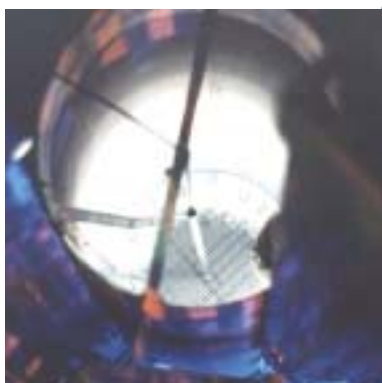


FORMULAIRE DE SÛRETÉ-CRITICITÉ CRISTAL





LE FORMULAIRE CRISTAL, ENSEMBLE INTÉGRÉ DE LOGICIELS DE CALCUL DE SÛRETÉ-CRITICITÉ DE NOUVELLE GÉNÉRATION, EST DÉVELOPPÉ ET QUALIFIÉ DANS LE CADRE D'UNE COLLABORATION ENTRE L'IRSN, COGEMA ET LE CEA.

CET ENSEMBLE COMPREND DES BIBLIOTHÈQUES DE DONNÉES NUCLÉAIRES, DES PROCÉDURES, DES CODES DE CALCUL ET DES OUTILS D'INTERFACE ; SA VOCATION EST D'ÉVALUER LES CONDITIONS DE CRITICITÉ DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES ET DES EMBALLAGES DE TRANSPORT DE MATIÈRES FISSILES.

DEUX VOIES DE CALCUL

- La « VOIE STANDARD », pilotée par l'Interface Homme-Machine (IHM), intègre les connaissances « métier » des ingénieurs criticiens et utilise la bibliothèque CEA93.V4 (sections efficaces multigroupes) et les codes de calcul APOLLO 2 et MORET 4.
- La « VOIE DE RÉFÉRENCE », fondée sur le code TRIPOLI 4, utilise les sections efficaces à énergie continue et un minimum d'approximations physiques et de modélisation.

DEUX VERSIONS

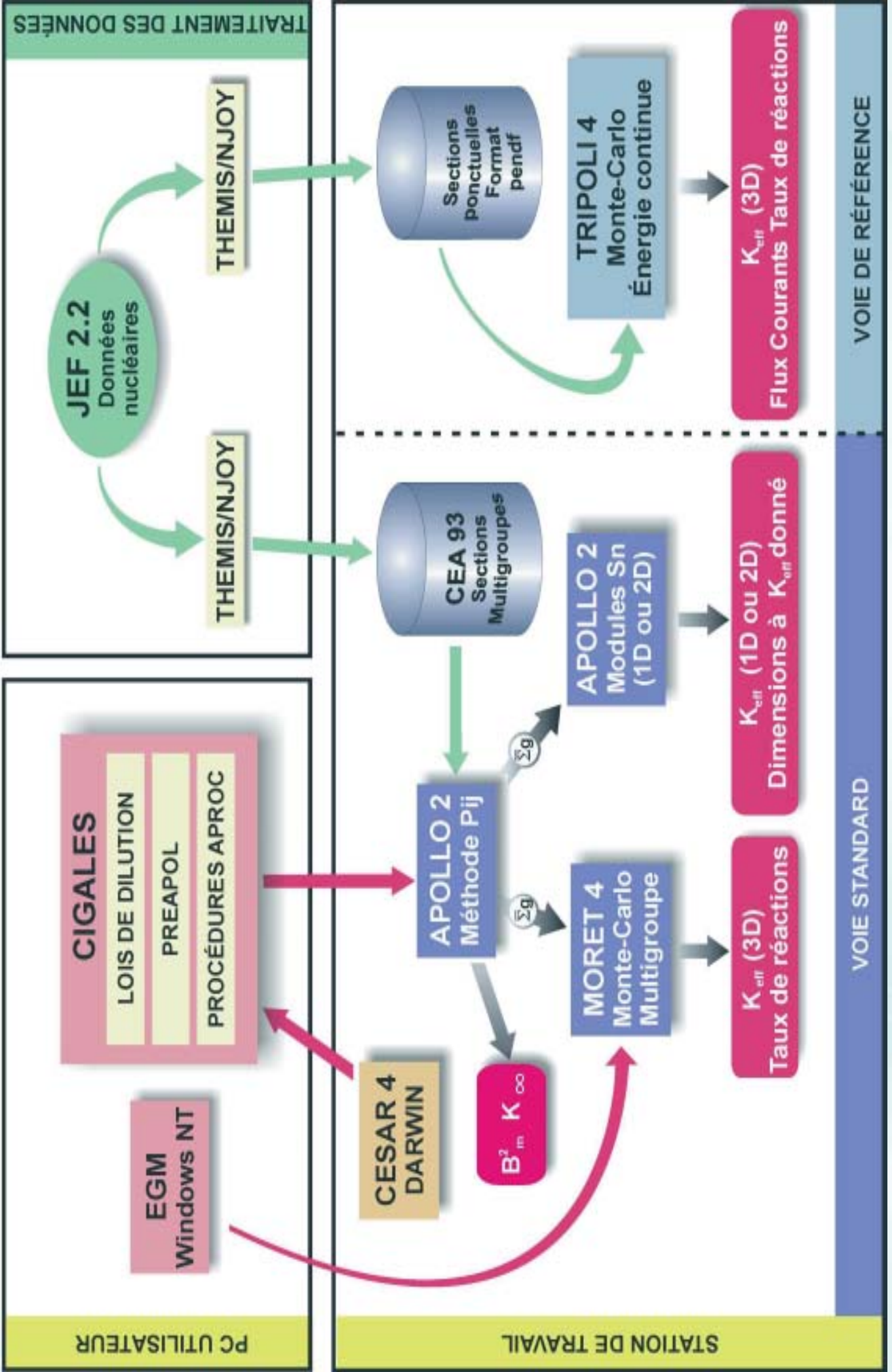
- La VERSION V0, opérationnelle et livrée aux utilisateurs en 2000, permet d'évaluer le risque de criticité dans toutes les installations nucléaires et les emballages de matières fissiles.
- La VERSION V1, en développement et prévue pour mi 2003, permettra les couplages CRISTAL - DARWIN d'une part et CRISTAL - CESAR d'autre part pour la prise en compte du « Crédit Burn Up » dans les études de sûreté-criticité.

Les formulaires DARWIN et CESAR en amont de l'application du formulaire CRISTAL permettent de calculer l'évolution des grandeurs physiques d'intérêt en prenant en compte l'historique détaillé d'un assemblage (en réacteur et en cours de refroidissement), notamment l'abondance de chaque nucléide, pour le cycle du combustible de différentes filières (REP, REB, RNR, ...).

UNE STRUCTURE DE PROJET

- | | |
|----------------------------|-------------------------|
| ✓ Comité de Pilotage | ✓ Groupes de travail |
| ✓ Chef de Projet | Plan de développement |
| ✓ Groupe de coordination | Procédures APOLLO 2 |
| ✓ Groupe Assurance Qualité | Interface Homme-Machine |
| ✓ Groupe des Utilisateurs | Qualification |
| | Formation |

FORMULAIRE CRISTAL





LES « OBJETS » DU FORMULAIRE CRISTAL

❖ BIBLIOTHÈQUES DE DONNÉES NUCLÉAIRES (voir fiche n° 1)

Les bibliothèques de données nucléaires contiennent les informations nécessaires pour tous les isotopes utilisés dans les calculs de criticité.

ÉVALUATION JEF2.2 : ensemble de données nucléaires créé par le projet européen JEF (Joint European File).

BIBLIOTHÈQUE CEA93.V4 : bibliothèque multigroupe pour les applications industrielles du code de transport multigroupe APOLLO 2.

❖ BIBLIOTHÈQUES DE PROCÉDURES (voir fiche n° 2)

Les bibliothèques de procédures intègrent des recommandations sur les schémas de calcul et des conseils d'utilisation du code APOLLO 2.

APROC : bibliothèque de procédures génériques.

APROC_CRISTAL : bibliothèque de procédures spécifiques.

❖ CODES DE CALCUL

APOLLO 2 : code multigroupe modulaire pour des calculs de transport de neutrons (voir fiche n° 5).

MORET 4 : code multigroupe de simulation neutronique à trois dimensions, basé sur la méthode de Monte Carlo, pour le calcul du facteur de multiplication effectif (k_{eff}) de systèmes quelconques (voir fiche n° 6).

TRIPOLI 4 : code polycinétique de calcul à trois dimensions du transport des particules, basé sur la méthode de Monte Carlo (voir fiche n° 7). Ce code représente une référence « numérique ».

❖ INTERFACE HOMME-MACHINE

CIGALES : code de calcul des concentrations atomiques des matériaux (fissiles et non-fissiles) et de génération automatique des fichiers de données pour le code APOLLO 2 (voir fiche n° 3).

EGM : éditeur graphique pour MORET 4 (voir fiche n° 4).



BASE DE QUALIFICATION

CRITÈRES DE SÉLECTION

- Large représentativité des opérations du cycle du combustible.
- Redondance avec une série de configurations par laboratoire.
- Diversité des sources expérimentales.
- Paramètres variés et données de qualité.

CONSTITUTION

Expériences de criticité (EC) et programmes expérimentaux liés à la physique des réacteurs (PE) rassemblés en 14 classes.

N°	MILIEU	FORME	SPECTRE	EC	PE
1	LEU	SOL	THERM	39	0
2	MIX	SOL	THERM	31	0
3	HEU	SOL	THERM	61	0
4	PU	SOL	THERM	78	0
5	LEU	COMP	THERM	106	9
6	MIX	COMP	THERM	57	8
7	MIX	COMP-SOL	THERM	18	0
8	LEU	COMP-SOL	THERM	8	0
9	LEU	COMP	INTER	18	9
10	PU	COMP	INTER	13	0
11	MIX	COMP	INTER	6	2
12	HEU	MET	FAST	9	0
13	PU	MET	FAST	15	0
INTERACTION					
14	PU	SOL	THERM	45	0
	MIX	COMP	THERM	13	0
				517	28

NOMENCLATURE ICSBEP*

Milieus fissiles

LEU : Uranium faiblement enrichi
 HEU : Uranium fortement enrichi
 MIX : Mixte Uranium-Plutonium
 PU : Plutonium

Nature physique

SOL : Solution
 MET : Métallique
 COMP : Composé

Spectre neutronique

THERM : Spectre thermique
 INTER : Spectre intermédiaire
 FAST : Spectre rapide

* International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project.

DOMAINE D'APPLICATION

Le formulaire CRISTAL est conçu pour répondre aux besoins des industriels et des autorités de sûreté dans les domaines des installations du cycle du combustible nucléaire et du transport des matières fissiles dans le cadre :

- * d'études de criticité (Conception et exploitation d'un large éventail d'installations nucléaires),
- * d'études de qualification (Utilisation des résultats expérimentaux pour qualifier les voies de calcul associées - Définition et conception de programmes expérimentaux - Utilisation pour les études de groupes de travail internationaux),
- * de la prise en compte du « Crédit Burn up » dans les études de criticité.



EXPÉRIENCES DE CRITICITÉ AU LABORATOIRE DE CRITICITÉ DE VALDUC

Les expériences de criticité menées au laboratoire de criticité de Valduc sont des expériences intégrales très pures qui permettent de déterminer expérimentalement la grandeur physique, (k_{eff}), dans des géométries représentatives des configurations industrielles.

Exemple 1 : Vue d'un réseau de crayons combustibles dans l'Appareillage B



CONFIGURATION « STOCKAGE PISCINE » AVEC RÉSEAU DE CRAYONS UO_2 (de 1977 à 1979 et en 1984)

- *Description* : 26 expériences effectuées avec 4 assemblages 18 x 18 contenant de l'acier avec du borate de cadmium ou des boîtiers carrés borés, réfléchis par de l'eau ou de l'air.
- *Objectif* : simuler les effets dans un entreposage d'assemblages combustibles.
- *Référence ICSBEP* : LEU-COMP-THERM-034.

Exemple 2 : Machine de rapprochement MARACAS



PROGRAMME EXPÉRIMENTAL MARACAS (de 1983 à 1987)

- *Description* : 18 configurations effectuées avec une poudre d' UO_2 faiblement enrichie (5 % en ^{235}U) et modérée, réfléchies par du polyéthylène.
- *Objectif* : qualification d'équipements tels que les homogénéiseurs.
- *Référence ICSBEP* : LEU-COMP-THERM-049.

PROGRAMMES EXPÉRIMENTAUX POUR LE « CRÉDIT BURN UP »

Exemple 3 : Mise en place du réseau HTC dans la piscine de l'Appareillage B



Programme Haut Taux de Combustion (HTC) (de 1974 à 2003)

- *Description* : réseaux de crayons représentatifs du stockage, du transport et de la dissolution.
- *Objectif* : qualification des isotopes lourds.

Programmes « Produits de fission » et « Dissolution » (de 1994 à 2001)

- *Description* : mise en œuvre de crayons REP (4,74 %) et/ou HTC en présence de solution de produits de fission (^{149}Sm , ^{103}Rh , ^{133}Cs , ^{143}Nd , ^{152}Sm , ^{155}Gd) pris isolément ou mélangés avec ou sans nitrate d'uranyle.
- *Objectif* : qualification de l'absorption des produits de fission seuls ou en interaction avec des isotopes lourds.
- *Référence ICSBEP* : LEU-COMP-THERM-050 (pour ^{149}Sm).



PROGRAMMES EXPERIMENTAUX À CADARACHE

Pour qualifier les calculs de prise en compte du « *CRÉDIT BURN-UP* », des programmes expérimentaux ont été lancés et contribueront à la qualification expérimentale de :

- **DARWIN** pour le calcul des bilans matières des nucléides avec des analyses d'échantillons de combustibles irradiés,
- **CRISTAL** pour le calcul de l'effet en réactivité avec des mesures d'antiréactivité de chacun des produits de fission et des mesures globales « produits de fission + actinides ».

ANALYSES DE COMBUSTIBLES IRRADIÉS

Pour compléter les programmes d'analyses d'actinides menés dans le cadre coopératif entre CEA, EDF et FRAMATOME, des programmes d'analyses des PF du « *crédit burn-up* » ont été lancés dans le cadre des Programmes d'Intérêt Commun entre CEA et COGEMA. Des tronçons de combustibles irradiés sont prélevés puis dissous dans l'installation COMIR de Cadarache ; des prélèvements sont ensuite analysés dans les laboratoires de Saclay. Les résultats d'analyses des isotopes concernés par le crédit « burn up » couvrent les domaines suivants :

- REP(UOX) : $15 \text{ GWj/t} < \text{TC}^* < 63 \text{ GWj/t}$,
- REP(MOX) : $10 \text{ GWj/t} < \text{TC} < 43 \text{ GWj/t}$,
- REB(UOX) : $20 \text{ GWj/t} < \text{TC} < 43 \text{ GWj/t}$.

* TC : Taux de Combustion.



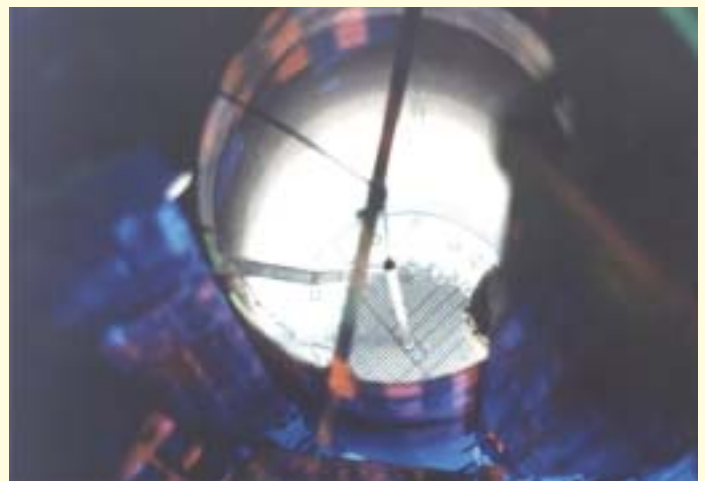
LES INSTALLATIONS COMIR
A CADARACHE

MESURES D'EFFETS EN RÉACTIVITÉ

Dans MINERVE, l'effet en réactivité d'un échantillon est mesuré par une succession d'oscillations dans un réseau expérimental représentatif des conditions neutroniques industrielles. Cette méthode permet d'obtenir une incertitude expérimentale globale d'environ 3 % sur la mesure.

Deux types d'échantillons sont oscillés :

- les produits de fission pris séparément pour mesurer la capture individuelle des 15 produits de fission du « *crédit burn-up* »,
- des tronçons de combustibles irradiés pour mesurer la perte de réactivité globale (Produits de fission + Actinides) de différents types de combustibles irradiés (UOX et MOX) couvrant des taux de combustion compris entre 15 GWj/t et 63 GWj/t .



VUE DE LA ZONE EXPERIMENTALE
DE MINERVE



SOMMAIRE

LE LIVRET (Pages 1 à 8)

Présentation générale du formulaire de sûreté-criticité CRISTAL, de la qualification et du domaine d'application

LES FICHES (7)

Fiche 1

Bibliothèque neutronique CEA93.V6

Fiche 2

Schémas de calcul - Bibliothèques de procédures

Fiche 3

Le code CIGALES : un générateur de données pour le code APOLLO 2

Fiche 4

Le logiciel EGM : un éditeur graphique pour le code MORET 4

Fiche 5

APOLLO 2 : un code de transport déterministe

Fiche 6

MORET 4 : un code de transport multigroupe

Fiche 7

TRIPOLI 4 : un code de transport polycinétique



CRISTAL BIBLIOTHÈQUE NEUTRONIQUE CEA93.V6



ÉVALUATION NUCLÉAIRE

Une évaluation nucléaire est un ensemble de données permettant de reconstruire, pour chaque isotope, ses sections efficaces. Ces données sont :

- informations générales,
- paramètres de résonance,
- sections efficaces ponctuelles en fonction de l'énergie,
- distributions angulaires pour les particules émises,
- distributions en énergie pour les particules émises,
- distributions angles-énergies pour les particules émises,
- données de thermalisation,
- données pour la radioactivité et les rendements des produits de fission,
- multiplicités pour la production des noyaux radioactifs,
- sections efficaces de production pour les noyaux radioactifs.

Ces données ne peuvent pas être directement utilisées par un code de transport multigroupe. Elles doivent être traitées par un code de traitement de données nucléaires comme le système NJOY de façon à calculer les bibliothèques multigroupes qui contiennent les données multigroupes de l'équation de transport de Boltzmann et des équations d'évolution de Bateman.

BIBLIOTHÈQUES MULTIGROUPES

Pour les applications industrielles du code de transport multigroupe APOLLO 2, on utilise deux bibliothèques multigroupes basées respectivement sur un maillage multigroupe à 99 groupes et un maillage multigroupe à 172 groupes. Les données nucléaires proviennent essentiellement de l'évaluation JEF2.2 qui a été créée pour la physique des réacteurs par le projet européen JEF (Joint European File).

Pour chaque isotope, les données sont les suivantes :

- commentaire,
- nombre de masse, numéro atomique, masse,
- maillages multigroupes,
- section efficace de diffusion potentielle,
- sections efficaces multigroupes pour différentes réactions (absorption totale, diffusion totale, fission, production, (n, α) , (n, p) ...)
- sections efficaces multigroupes de transfert développées à l'ordre de Legendre 1,
- énergie moyenne dégagée par capture,
- pour un isotope fissile :
 - spectre multigroupe total de fission à l'état stationnaire,
 - énergie moyenne dégagée par fission,
 - rendements de fission,
 - données pour les neutrons retardés,
 - constante de décroissance pour chaque mode de décroissance,
- pour un isotope résonnant : données d'auto-protection
 - tabulations des taux de réaction effectifs en fonction de la température et de la dilution,
 - dans le domaine non résolu, formules de quadrature tabulées en fonction de la température,
 - dans le domaine résolu, sections efficaces multigroupes sur un maillage multigroupe en énergie très fin, tabulées en fonction de la température.



CRISTAL BIBLIOTHÈQUE NEUTRONIQUE CEA93.V6



CONTENU DE LA CEA93.V6

La CEA93.V6 contient les données pour 279 isotopes :

- 223 isotopes sans données d'autoprotection écrits en **bleu**,
 - 7 isotopes développés à l'ordre de Legendre P5 écrits en **vert**,
- 56 isotopes avec données d'autoprotection écrits en **rouge**.
- 33 isotopes n'étaient pas présents dans la CEA93.V4. Ils sont **soulignés** :
 - 22 isotopes sans données d'autoprotection,
 - 11 isotopes avec données d'autoprotection.

AG107	CM242	<u>ER169</u>	H1	MN55	NP237	RU102PF	SN118	<u>XE129</u>
AG109	CM243	ER170	H2	MONAT	NP238	RU103PF	SN119	<u>XE130</u>
AG109PF	CM244	<u>ER171</u>	H3	MO92	NP239	RU104PF	SN120	XE131PF
AL27	CM245	<u>ER172</u>	H20	MO94	O16	RU105PF	SN122	XE132PF
AM241	CM246	EU151	H_ZRH	MO95	P31	RU106PF	SN124	XE133PF
AM242M	CM247	EU152	HE3	MO95PF	PA231	S32	TA181	XE135PF
AM243	CM248	EU152M	HE4	MO96	PA233	S33	TB159	XE135PFS
B10	CO59	EU153	HFI74	MO96PF	PBNAT	S34	TC99	XE136PF
B11	CR50	EU153PF	HF176	MO97	PD105PF	SINAT	TC99PF	<u>YB170</u>
<u>BNAT</u>	CR52	EU154PF	HF177	MO97PF	PD106PF	SM144	TE127MPF	<u>YB171</u>
BE9	CR53	EU155PF	HF178	MO98	PD107PF	SM147	TE129MPF	ZN64
BI209	CR54	EU156PF	HF179	MO98PF	PD108PF	SM147PF	TH228	ZRNAT
<u>BK249</u>	CS133	EU157PF	HF180	MO99PF	PM147PF	SM148	TH230	ZR90
CNAT	CS133PF	F19	HO165	MO100PF	PM148PF	SM148PF	TH232	ZR91
CANAT	CS134PF	FE54	I127	N14	PM148MPF	SM149	TINAT	ZR92
CD106	CS135PF	FE56	I127PF	NA23	PM149PF	SM149PF	TM169	ZR93PF
CD110	CS136PF	FE57	I129	NB93	PM151PF	SM149PFS	TM170	ZR94
CD111	CS137PF	FE58	I129PF	NB95PF	PR141PF	SM150	TM171	ZR95PF
CD112	CUNAT	GD152	I130	ND143PF	PR143PF	SM150PF	U232	ZR96
CD113	D20	GD153	I131PF	ND144PF	PU236	SM151	U233	ZR96PF
CD113PF	DY160	GD154	I135PF	ND145	PU238	SM151PF	U234	ZR_ZRH
CD114	DY161	GD154PF	IN115	ND145PF	PU239	SM152	U235	ABS1SV
CD116	DY162	GD155	IN115PF	ND146PF	PU240	SM152PF	U236	DIFEQI
CE141PF	DY163	GD155PF	KR83PF	ND147PF	PU241	SM153PF	U237	PSPFA1
CE144PF	DY164	GD156	KNAT	ND148PF	PU242	SM154	U238	PSPFA2
CF249	DY165	GD156PF	LA139PF	ND150PF	RH103	SM154PF	VNAT	PSPFU5
CF250	ER162	GD157	L16	NI58	RH103PF	SN112	W182	PSPFU8
CF251	ER164	GD157PF	L17	NI60	RHI05PF	SN114	WI83	PSPFP9
CF252	ER166	GD158	LU175	NI61	RH105PFS	SN115	W184	PSPFP0
CH2	ER167	GD160	LU176	NI62	RU100	SN116	W186	PSPFP1
CLNAT	ER168	GRAPH	MGNAT	NI64	RU101PF	SN117	<u>XE128</u>	PSPFP2

Un isotope avec données d'autoprotection correspond à deux entrées dans la bibliothèque : un isotope dit normal et un isotope contenant les données d'autoprotection.



CRISTAL SCHÉMAS DE CALCUL BIBLIOTHÈQUES DE PROCÉDURES



SCHÉMAS DE CALCUL RECOMMANDÉS

Dans le domaine de la criticité, le champ d'application très étendu, la variété des configurations géométriques et des milieux chimiques traités et la grande richesse des spectres neutroniques nécessitent des formalismes généraux et robustes. L'Interface Homme-Machine (IHM CIGALES) du formulaire CRISTAL (voir fiche n° 3) permet une mise en œuvre aisée du formulaire et l'emploi de schémas de calcul préalablement validés et de procédures optimisées dans le but de guider l'utilisateur dans le choix des options des différents logiciels et leur enchaînement pour les calculs effectués avec la voie « standard » du formulaire.

La définition d'un schéma de calcul recommandé consiste à choisir pour chaque situation et en fonction de critères de coûts et de précision donnés, l'enchaînement optimal des options de calcul. Cette définition fait appel à des travaux de validation numérique et est ensuite confirmée par des interprétations d'expériences. Les recommandations sont enfin mises sous forme de procédures qui sont intégrées dans les bibliothèques de procédures APROC et APROC_CRISTAL.

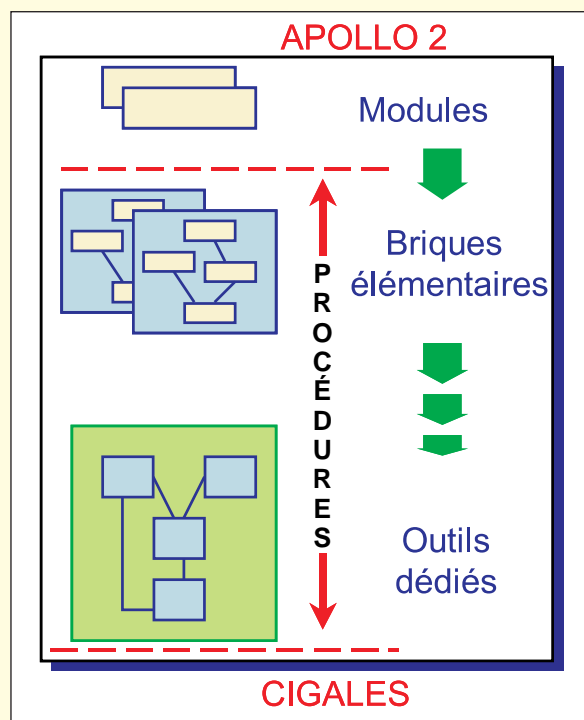
Exemples de schémas de calcul recommandés pour CRISTAL

- Influence du maillage énergétique de la bibliothèque CEA93.V4 (voir fiche 1)
Maillage à 172 groupes d'énergie retenu pour la voie standard APOLLO 2 - MORET 4
- Description de la géométrie
Pour les calculs « cellules », découpage du milieu fissile du crayon en 6 couronnes
- Description de l'autoprotection
Ordre de traitement des isotopes à autoprotéger
Modèles de ralentissement adaptés
Traitement « exact » de l'interaction spatiale des résonances par la méthode dite « Méthode Directe »
- Description de la condensation des sections efficaces
Maillage « universel » à 20 groupes d'énergie retenu pour la voie standard APOLLO 2 - Sn (notamment pour les calculs de normes)
- Description d'un calcul Sn
Anisotropie P3
Quadrature angulaire S8 pour les géométries 2D

BIBLIOTHÈQUE DE PROCÉDURES GÉNÉRIQUES APROC

Le langage de commande GIBIANE ainsi que la modularité du code APOLLO 2 permettent de créer des procédures. Ces procédures dites APROC simplifient l'utilisation du code en effectuant des enchaînements d'opérations. L'utilisateur peut ainsi avoir une approche plus « macroscopique » des différentes étapes du calcul.

Une procédure pouvant en appeler une autre, cela offre la possibilité de faire varier la granularité de l'utilisation. On peut aussi créer des bibliothèques de procédures spécifiques s'appuyant sur APROC comme APROC_CRISTAL.



BIBLIOTHÈQUE DE PROCÉDURES SPÉCIFIQUES APROC_CRISTAL

13 procédures spécifiques pour structurer (via le code CIGALES) les jeux de données pour les calculs APOLLO 2 du formulaire CRISTAL.

AUTOPROTECTION_CRI_S :
Réalisation des calculs d'autoprotection

BIBLIO_CEA93_CRI_S :
Lecture et préparation des isotopes

CALCUL_SN_S :
Calcul avec la méthode Sn à une et deux dimensions

CALFLUX_PIJ_CRI_S :
Calcul de flux (méthode des probabilités de collision)

CHARGE_APROCRISTAL :
Chargement des procédures

CONVERSION_LAPLA_S :
Conversion de laplaciens pour les calculs de normes

CRISTAL_ISO_NAT :
Remplacement d'un élément naturel par ses isotopes

GENERE_MILIEUX_S :
Génération des milieux

HOMOGE_COND_S :
Homogénéisation spatiale et condensation énergétique

INIT_STIMP_CRI :
Initialisation des indices d'impression

INITIALISER_CRISTAL :
Initialisation des variables, structures et paramètres

MACRO_GLOBALE_S :
Concaténation de l'ensemble des informations condensées

RECHERCHE_DIM_S :
Recherche de la dimension pour obtenir un k_{eff} donné

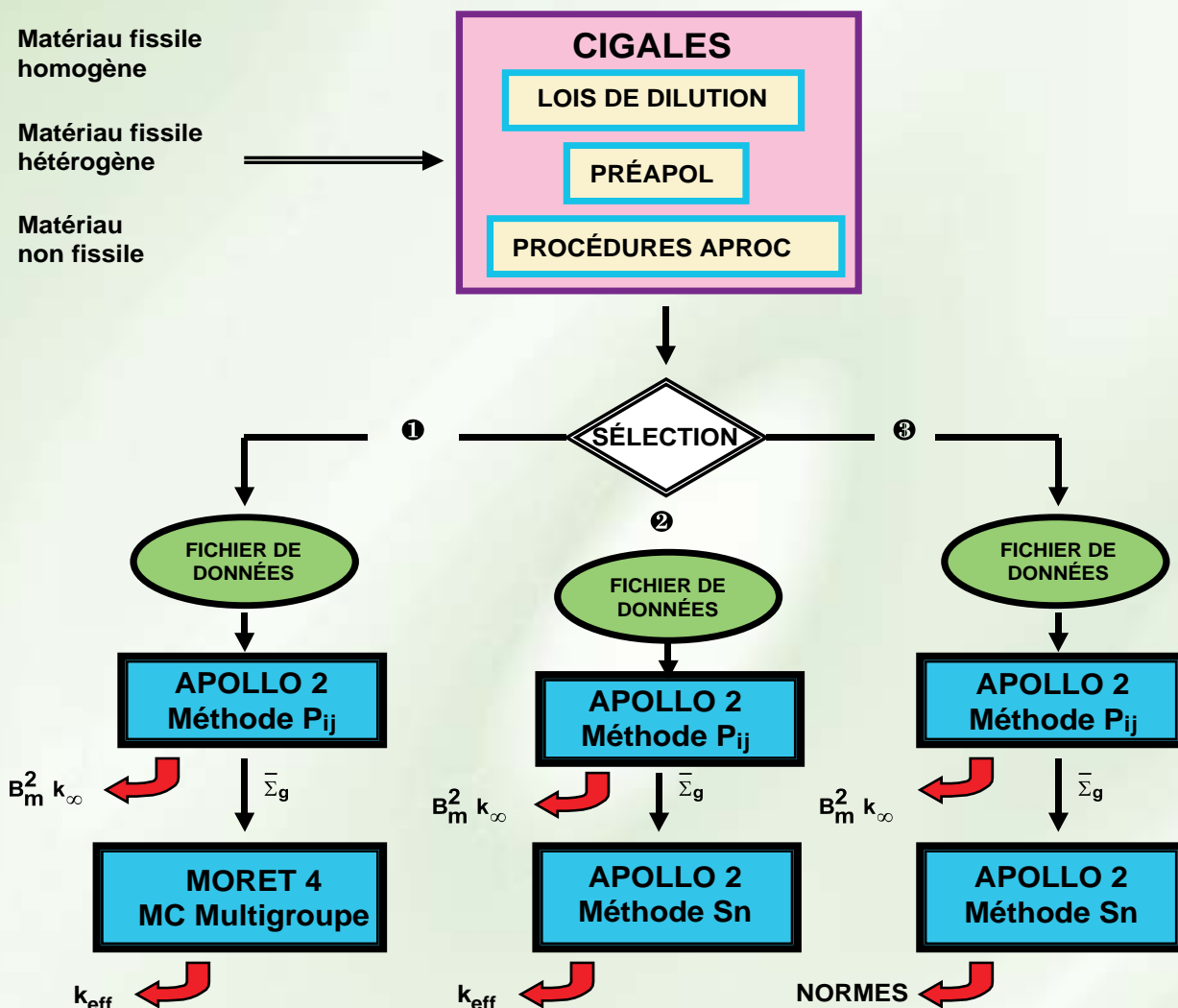


LE CODE CIGALES UN GÉNÉRATEUR DE DONNÉES IRSN POUR LE CODE APOLLO 2

PRINCIPALES CARACTÉRISTIQUES

- ❑ Calcul des compositions atomiques des milieux fissiles de la criticité à partir de lois de dilution.
 - ❑ Calcul des compositions atomiques des matériaux non fissiles et disponibilité d'une bibliothèque de matériaux prédéfinis (acier, béton, ...).
 - ❑ Développement en Visual Basic 5.0 et disponibilité dans un environnement Windows NT.
- ❑ Génération automatique des fichiers de données pour le code APOLLO 2 (voir fiche n° 5) incorporant des procédures et des schémas de calcul (voir fiche n° 5) :
 - ① Pour les calculs avec la méthode des Probabilités de Collisions (P_{ij}) en vue de produire les paramètres neutroniques et les sections efficaces macroscopiques autoprotégées et homogénéisées pour le code MORET 4
 - ② Pour les calculs de k_{eff} avec la méthode S_n pour des géométries 1D et 2D
 - ③ Pour les calculs de normes avec la méthode S_n

CIGALES DANS LE FORMULAIRE CRISTAL

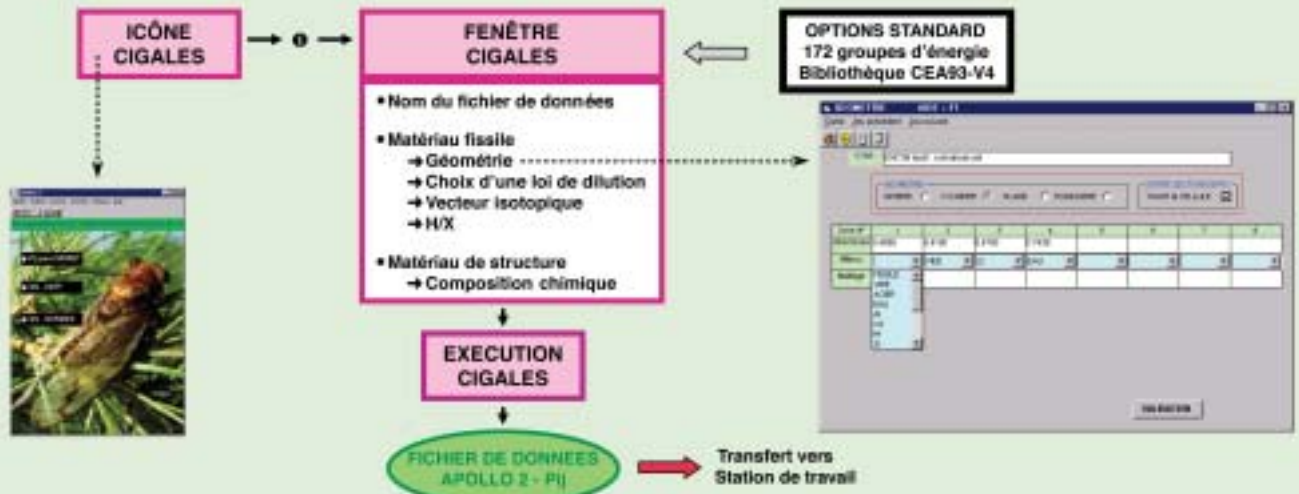




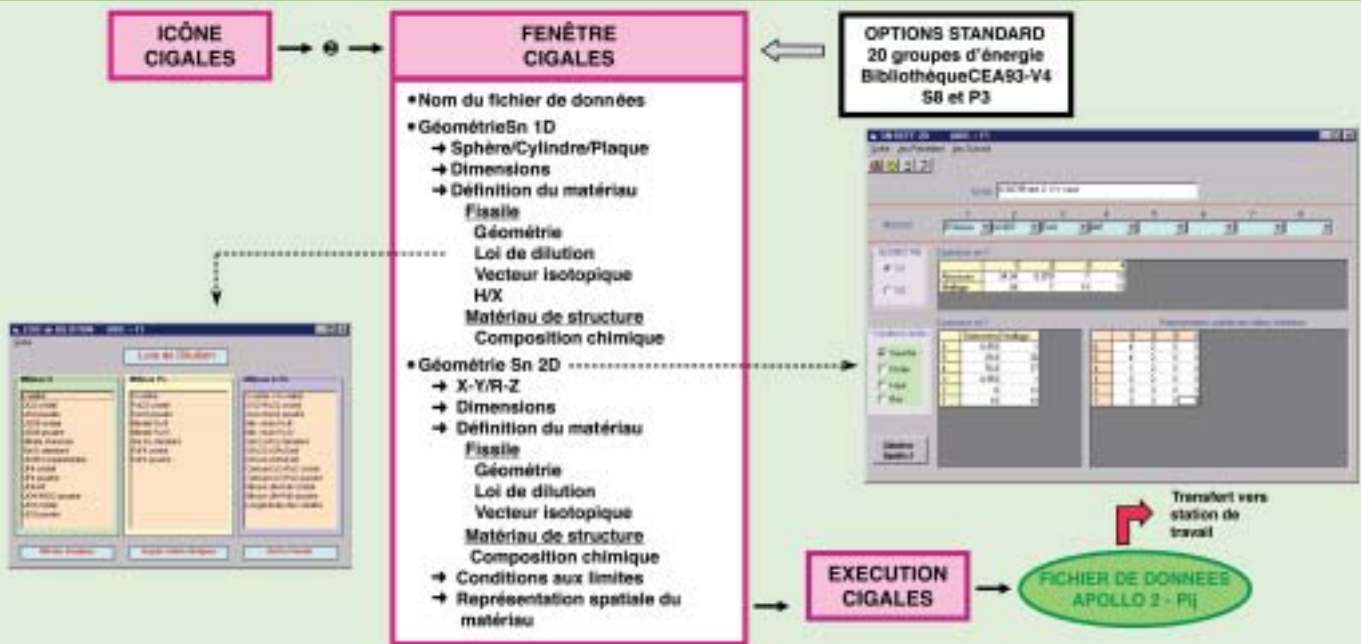
CODE CIGALES ET SCHÉMAS DE PRINCIPE

IRSN

GÉNÉRATION DES DONNÉES POUR LES CALCULS PIJ



GÉNÉRATION DES DONNÉES POUR LES CALCULS SN



GÉNÉRATION DES DONNÉES POUR LES CALCULS DE NORMES





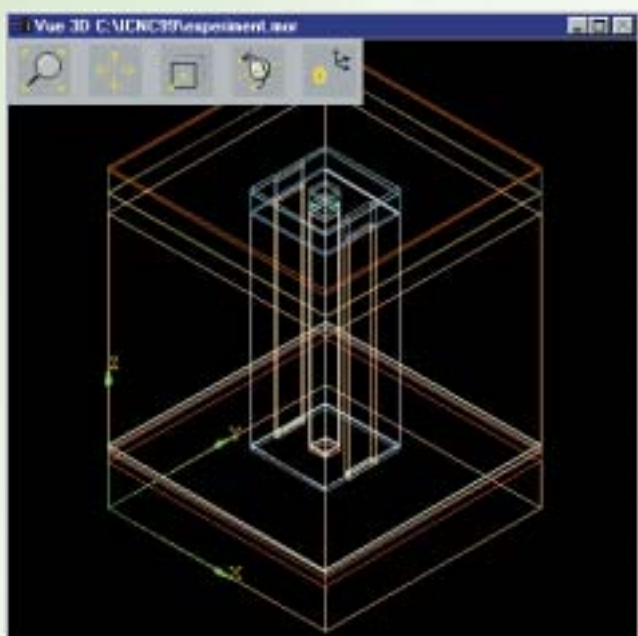
LE LOGICIEL EGM UN ÉDITEUR GRAPHIQUE POUR LE CODE MORET 4

IRSN

PRINCIPALES CARACTÉRISTIQUES

- ⇒ EGM EST POUR LES UTILISATEURS DU CODE MORET 4 UNE INTERFACE GRAPHIQUE DESTINÉE À :
 - modéliser graphiquement et interactivement des configurations 3D complexes en utilisant des objets géométriques simples et des opérations topologiques (intersection, réunion, ...)
 - générer un fichier décrivant la configuration selon la syntaxe du code MORET 4 (voir fiche n° 6) ;
 - lire un fichier généré en vue de visualiser les données et de les modifier graphiquement et interactivement.
- ⇒ L'ENVIRONNEMENT DE DÉVELOPPEMENT EST BASÉ :
 - sur les bibliothèques « objet » CAS.CADE qui fournissent des services concernant la modélisation géométrique et la définition de structures ;
 - sur le générateur d'interface, ILOG VIEWS.
- ⇒ EGM, DISPONIBLE DANS UN ENVIRONNEMENT WINDOWS NT, SATISFAIT LES BESOINS DES UTILISATEURS EN TERME DE PRÉCISION ET D'INTERACTIVITÉ ET PERMET DES MODIFICATIONS AISÉES DES PARAMÈTRES.

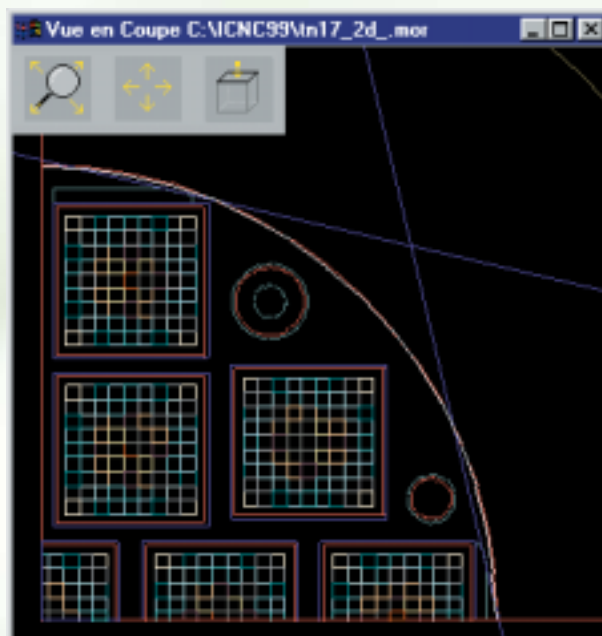
APPLICATION À UNE CONFIGURATION EXPERIMENTALE



Dessin d'une configuration expérimentale avec une solution de ^{149}Sm : programme expérimental sur les produits de fission, étudié et défini par le Service d'Études de Criticité.

Expérience effectuée en 1994 au Service de Recherche en Sécurité Criticité dans l'appareillage B à la station de criticité à Valduc.

APPLICATION À UNE CONFIGURATION DE TRANSPORT



Dessin d'un château TN 17/2 utilisé pour le transport des combustibles irradiés des réacteurs REB ou REP.

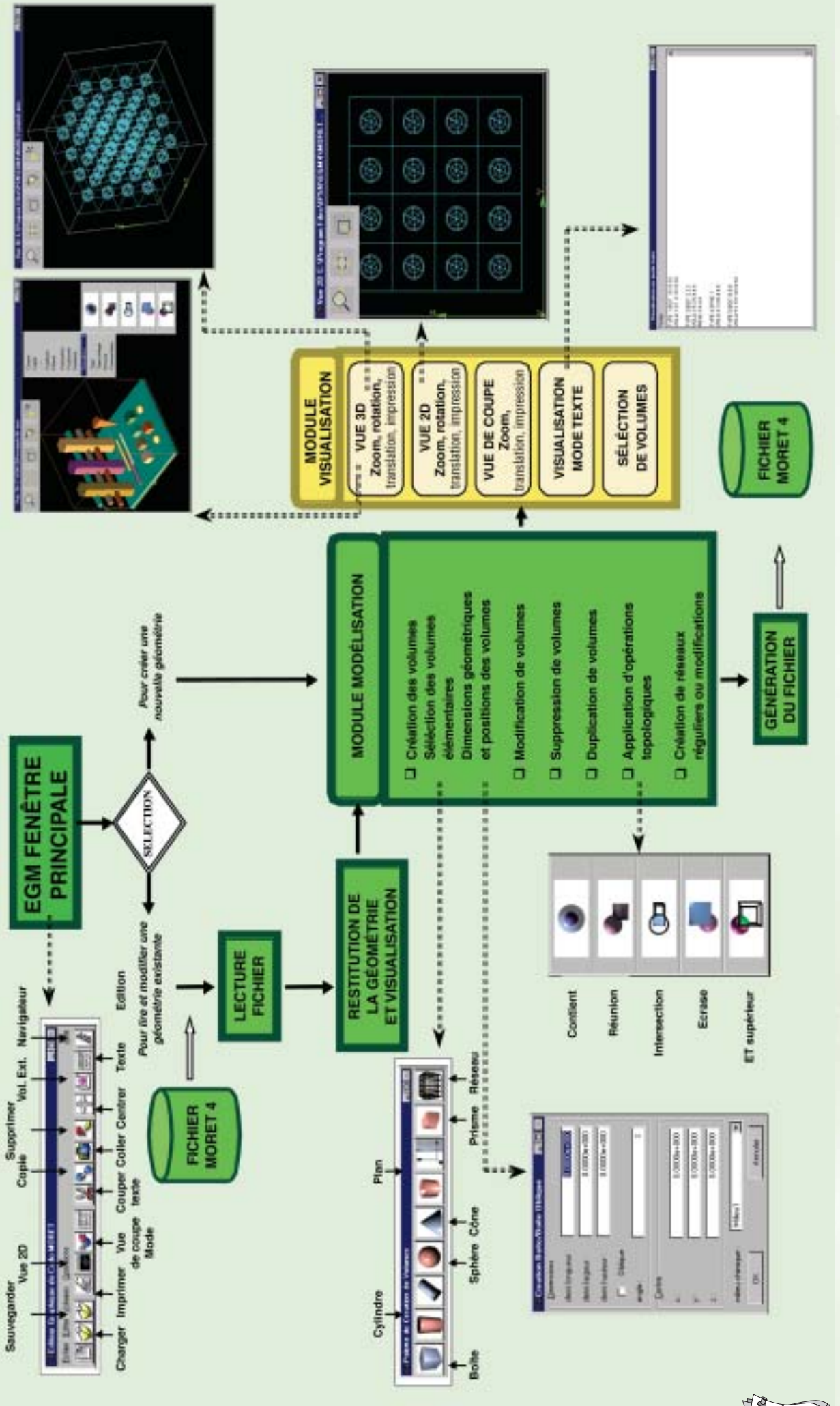
Vue de coupe d'un quart du château avec un étui de type 905 qui contient 17 assemblages irradiés de REB.



CRISTAL

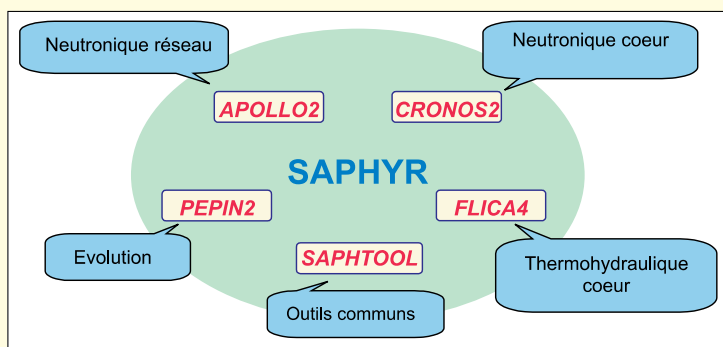
LE LOGICIEL EGM ORGANISATION GÉNÉRALE

IRSN



HISTORIQUE

La deuxième génération du code de réseau de transport multigroupe français APOLLO 2 a été présentée en 1987 à la conférence M&C qui s'est tenue à Paris. La première version du code APOLLO 2 a été développée par le Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA) sur fonds propres. Depuis lors, la compagnie électrique française Electricité de France (EDF) et le constructeur français Framatome ont rejoint le CEA pour soutenir financièrement le développement d'APOLLO 2.

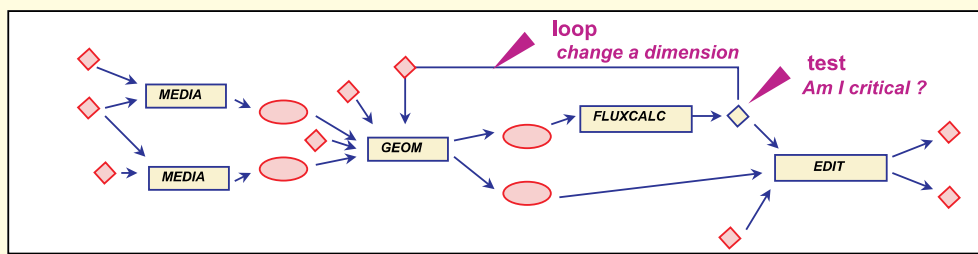


Aujourd'hui APOLLO 2 fait partie de divers systèmes informatiques dédiés à l'analyse de différents problèmes de l'industrie nucléaire :

- Le Service d'Études des Réacteurs et de Modélisation Avancée (SERMA) a développé le système SAPHYR pour l'analyse des réacteurs. Ce système comprend aussi les codes pour la neutronique et la thermohydraulique cœur CRONOS 2 et FLICA 4 ainsi que le code d'évolution détaillé PEPIN2. Le système SAPHYR est utilisé par le CEA pour étudier tous types de réacteurs, du REP aux réacteurs expérimentaux, des réacteurs de propulsion spatiale aux VVER, des RBMK aux réacteurs de propulsion navale. Framatome a d'ores et déjà intégré APOLLO 2 comme élément de sa chaîne SCIENCE qui a reçu en 1999 la certification de la NRC. Enfin la nouvelle chaîne de calcul d'Electricité de France intègre elle aussi APOLLO 2.
- En ce qui concerne le cycle du combustible, APOLLO 2 fait aussi partie du formulaire DARWIN et du nouveau formulaire français de sûreté-criticité CRISTAL qui a été développé conjointement par la Direction de l'Énergie Nucléaire du CEA et par l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire. Ce formulaire est utilisé par l'ensemble des sociétés françaises travaillant dans le domaine de la criticité.

MODULARITÉ

APOLLO 2 a été conçu comme une boîte à outils dans laquelle les utilisateurs peuvent choisir les modèles et les opérateurs dont ils ont besoin pour résoudre leur problème. Les fonctions physiques, numériques et structurelles sont intégrées dans des modules réalisant des tâches spécifiques (géométrie, autoprotection, calcul du flux, etc.) qui peuvent être vus comme des opérateurs qui agissent sur des objets d'entrée pour créer des objets de sortie. Le macro langage GIBIANE est utilisé pour enchaîner dynamiquement les opérateurs définissant ainsi un schéma de calcul particulier répondant à des besoins spécifiques.



PORTABILITÉ

Aujourd'hui le code APOLLO 2 tourne sur toutes sortes d'ordinateurs, des supercalculateurs Fujitsu ou Cray aux PC (sous Linux ou Solaris) ou stations de travail de toutes marques (SUN, IBM, HP, Silicon Graphics, DEC, Compaq, etc.)

Le développement du code est réalisé selon des règles strictes d'assurance de la qualité.



APOLLO 2 UN CODE DE TRANSPORT DÉTERMINISTE



SOLVEURS

Deux solveurs de flux sont actuellement disponibles dans le code (SN et Pij). Un troisième sera prochainement disponible mettant en œuvre la méthode des caractéristiques.

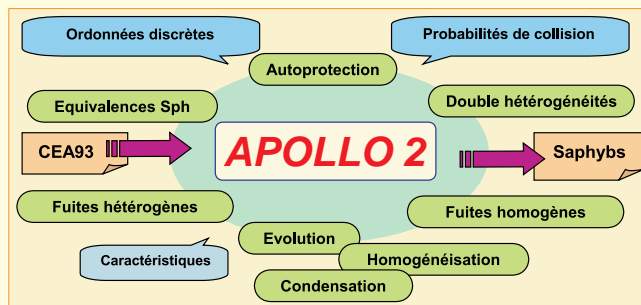
Tous les solveurs permettent des calculs de flux directs ou adjoints, des calculs de valeur propre ou des calculs à source. Toutes sortes de conditions aux limites sont prises en compte sur des géométries 1D et 2D structurées ou non structurées.

Le solveur SN propose à la fois des différences finies (diamant ou tétha pondérées) et des méthodes nodales.

Le solveur Pij permet des calculs multicellule ou des intégrations 2D exactes.

AUTOPROTECTION

L'un des principaux atouts d'APOLLO 2 est son modèle d'autoprotection. Celui-ci élabore pour les isotopes résonnants des sections efficaces multigroupes autoprotégées adaptées. Ceci se fait à partir d'une bibliothèque de données nucléaires indépendante du problème à résoudre (CEA93) par la résolution d'un problème de ralentissement pur avec source fixe de neutrons. Plusieurs modèles de ralentissement sont disponibles dans le code pour modéliser les différentes formes de résonances. L'autoprotection d'APOLLO 2 permet par ailleurs de prendre en compte le profil de températures au sein des pastilles combustibles.



MODÈLES

De nombreux modèles sont disponibles dans le code APOLLO 2 tant au niveau des fuites, avec par exemple le modèle TIBERE de fuites hétérogènes, qu'au niveau des équivalences ou de la double hétérogénéité, de l'évolution, de l'homogénéisation ou de la condensation.



IHM

Le code APOLLO 2 est accompagné dans son utilisation par deux outils facilitant la tâche de ses utilisateurs. Il s'agit en amont de SILENE générant les données pour des géométries complexes et en aval d'ODESSA qui permet une analyse approfondie du comportement neutronique de l'objet étudié.



QUALIFICATION

La qualification du code APOLLO 2 pour le calcul des REP s'appuie sur de nombreux programmes expérimentaux menés dans les réacteurs de recherche du CEA tels qu'EOLE ou MINERVE ainsi que sur le retour d'exploitation des réacteurs de puissance du parc électronucléaire français. L'important dossier de qualification ainsi constitué couvre à la fois l'utilisation de combustibles UO₂ et MOX.



MORET 4

UN CODE DE TRANSPORT MULTIGROUPE

IRSN

PRÉSENTATION GÉNÉRALE

MORET 4 est un code Monte Carlo de simulation du transport des neutrons, utilisant l'approximation multigroupe de l'énergie. Il permet de calculer le facteur de multiplication effectif (k_{eff}) de systèmes complexes à trois dimensions, les flux et les taux de réactions dans les différents volumes et les fuites hors du système. L'homogénéisation et l'autoprotection préalable des milieux avec le code cellule APOLLO 2 (voir fiche n°4) permet un gain de temps important dans la simulation Monte Carlo. MORET 4 convient donc particulièrement aux besoins des études de criticité réalisées pour les installations et usines du cycle du combustible et pour les emballages de transport de matière fissile.



Transport de matière fissile : TN 12/2
Configuration réelle et modélisation MORET 4

DESCRIPTION DE LA GÉOMÉTRIE

La géométrie du système est décrite de façon combinatoire au moyen de volumes élémentaires convexes de forme simple (sphère, cylindre d'axe de direction quelconque, boîte parallélépipédique, cône d'axe parallèle à un axe de référence, demi-espace limité par un plan, prisme droit à section hexagonale). Les opérateurs géométriques issus de la théorie des ensembles (« est contenu », intersection, réunion, pénétration, troncature) permettent de situer les volumes élémentaires les uns par rapport aux autres. Le système est placé dans un volume extérieur dont les surfaces peuvent réfléchir les neutrons totalement ou partiellement.

La géométrie peut être générée au moyen de l'interface homme-machine EGM (voir fiche n° 3).

RÉPARTITION DES NEUTRONS SOURCES

Pour la description des neutrons sources de la première génération, trois options sont disponibles dans le code MORET 4 :

- la répartition volumique d'un nombre donné de neutrons sources, obtenue par tirage aléatoire des positions selon une distribution uniforme dans des volumes fissiles spécifiés,
- la répartition dans tous les volumes fissiles du système d'un nombre donné de neutrons sources, obtenue en tirant selon des distributions uniformes un nombre identique de neutrons dans chaque volume fissile.
- la répartition ponctuelle (qui nécessite de spécifier les coordonnées des neutrons sources, ce qui peut être fastidieux).

ESTIMATEURS DE k_{eff}

A partir des trois estimateurs usuels des taux de réactions (choc, corde et absorption) et de deux modes de calcul du k_{eff} (source ou bilan), il est possible de bâtir plusieurs estimateurs de k_{eff} qui sont en principe équivalents. Une étude théorique des performances des estimateurs des taux de réactions montre qu'il n'existe pas un estimateur universellement meilleur que les autres. La combinaison linéaire d'estimateurs permet de construire un estimateur plus performant dont la variance est égale dans le pire des cas au minimum des variances individuelles. Ainsi, MORET 4 évalue une combinaison de trois estimateurs de k_{eff} à chaque étape et une combinaison plus générale de cinq estimateurs de k_{eff} à la toute dernière étape.

ANISOTROPIE DE LA DIFFUSION

En approximation multigroupe, l'estimation des fuites d'un milieu fissile et de l'efficacité d'un réflecteur est très sensible à la représentation de l'anisotropie de la diffusion. L'approximation classique du cosinus moyen peut induire une forte sous-estimation du k_{eff} . De meilleures techniques issues de la littérature ont été implémentées dans le code MORET 4 pour mieux tirer profit du développement en polynômes de Legendre des sections multigroupes de transfert fournies par le code APOLLO 2 (voir fiche n° 5). Selon le nombre de moments disponibles pour représenter la densité de probabilité du cosinus de diffusion, le code utilise la méthode semi-linéaire de Coveyou, la méthode semi-continue de Lux ou la méthode des angles discrets.

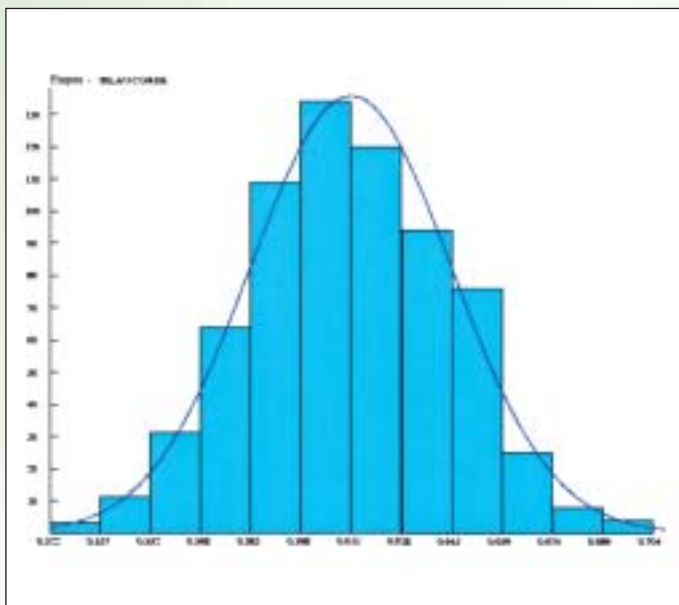
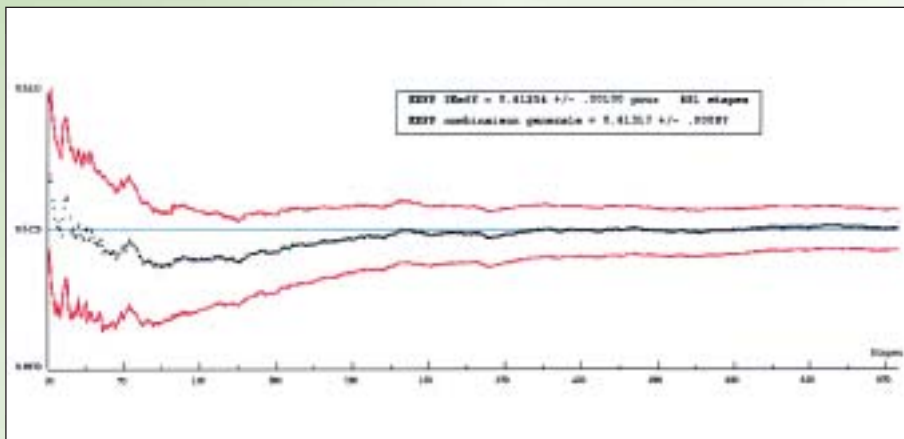


MORET 4 UN CODE DE TRANSPORT MULTIGROUPE

IRSN

TRAITEMENT DES FAIBLES COUPLAGES

La difficulté des codes Monte Carlo à bien estimer le k_{eff} de systèmes comportant des unités fissiles faiblement couplées est inhérente à la méthode utilisée pour générer les neutrons sources d'une génération à l'autre. Certaines techniques sont préconisées dans la littérature (stratifiée, super-histoire, utilisation de la matrice k_{ij} ou de la fonction importance) pour accélérer la convergence ou empêcher que les unités fissiles importantes soient « oubliées » au cours de la simulation. Ces techniques ont été implémentées dans le code MORET 4. Leur validation est en cours, en collaboration avec un groupe de travail de l'OCDE consacré à l'étude du problème de convergence des sources lié aux codes Monte Carlo.



Exemple de résultats graphiques
Calcul d'une sphère fissile isolée par 20 cm d'eau
Courbe de convergence et distribution des k_{eff} d'étape

ASPECTS INFORMATIQUES

MORET 4 est un code modulaire écrit en Fortran 90. Les routines sont regroupées en modules thématiques (domaines physiques, mathématiques ou purement informatiques). La gestion de la mémoire est dynamique.

Un atelier de génie logiciel nommé PAPHYRUS permet la gestion de configuration et facilite les développements. MORET 4 fonctionne sur les machines IBM (AIX), SUN (Solaris), DEC (OSF1) et HP (HP-UX).

TRAITEMENT DES PERTURBATIONS

Le traitement des perturbations par la méthode des échantillons corrélés a été implémenté dans le code MORET 4. L'objectif de cette nouvelle fonctionnalité est de permettre l'estimation, en un seul calcul, du k_{eff} et de l'effet sur ce k_{eff} de « petites » perturbations des sections de certains milieux au choix (modification de la composition ou de la densité), sans pour autant augmenter le temps de calcul de façon conséquente. L'étude du domaine de validité de cette méthode est en cours.

GRANDEURS CALCULÉES

Les principaux résultats obtenus avec le code MORET 4 sont :

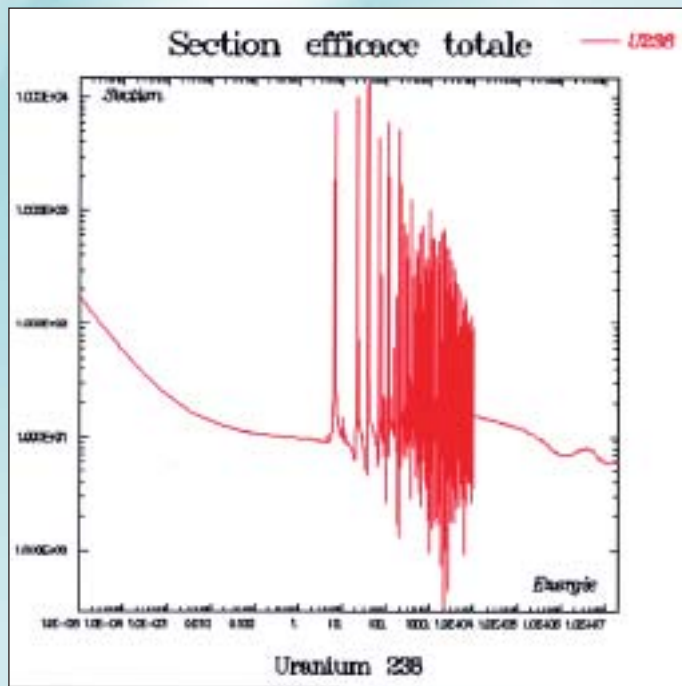
- le k_{eff} résultant de la poursuite neutronique au cours d'une étape donnée,
- le k_{eff} moyen et son écart type,
- un indicateur sur la validité de l'hypothèse d'une loi normale pour la distribution des k_{eff} d'étape par le test du χ^2 ,
- le bilan par volume permettant d'avoir accès aux taux de réactions (absorption, fission, ...),
- le nombre de neutrons sources dans chacun des volumes fissiles à différentes étapes du calcul,
- divers paramètres neutroniques (k_{∞} , groupe moyen de fission, ...),
- les paramètres retenus pour le système de caractérisation.

QUALIFICATION

Dans le cadre du formulaire CRISTAL, le code MORET 4 fait l'objet d'un important programme de qualification avec l'exploitation systématique de résultats d'expériences critiques d'origine variée (programmes expérimentaux réalisés à la station de Valduc, au CEA, aux USA, au Japon, ...) et évaluées par le groupe de travail ICSBEP (International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project). La base de qualification comporte environ 500 configurations expérimentales représentatives des milieux et des géométries variés rencontrés dans les différentes opérations du cycle du combustible (usines, installations et laboratoires) et les emballages de transport.

PRÉSENTATION GÉNÉRALE

TRIPOLI 4 est un code de transport 3D des particules (neutrons en criticité) par la méthode de Monte Carlo. Il est la voie de référence ou étalon du formulaire CRISTAL. Les caractéristiques fondamentales de TRIPOLI 4 résident dans les descriptions les plus exactes possibles de la géométrie et des interactions particule-matière.



Section efficace décrite point par point :
exemple de l'isotope Uranium 238

LA GÉOMÉTRIE

La géométrie est décrite en trois dimensions le plus finement possible. Lorsqu'elle s'appuie sur des formes prédéfinies (BOITE, CYLINDRE, ...), c'est la description combinatoire, ou sur des surfaces enveloppes (PLAN, SPHÈRE, ...), c'est la description surfacique. Ces deux modes de description peuvent être utilisés simultanément.

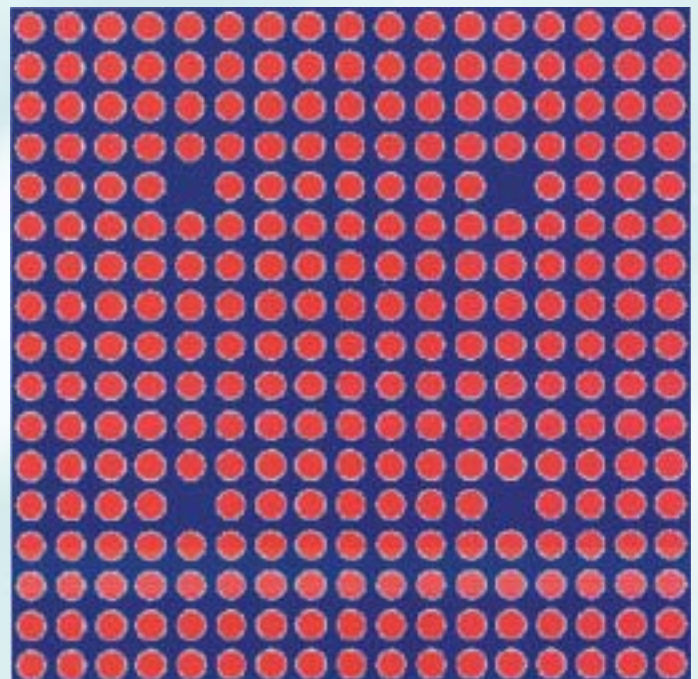
A cette description unitaire des éléments géométriques s'ajoute un grand nombre d'opérateurs qui permettent de manipuler ces éléments de base très facilement pour obtenir des configurations très complexes (ces opérateurs sont l'écrasement, l'intersection, la réunion, la copie, la rotation et la répétition à partir de parallépipèdes ou d'hexagones).

LES INTERACTIONS PARTICULE - MATIÈRE

Les sections efficaces utilisées sont extraites des évaluations internationales au format ENDF (ENDF/B4, ENDF/B5, ENDF/B6, JEF-2, JENDL-3, ...). Ces évaluations sont traitées par la chaîne de calcul américaine NJOY pour obtenir un fichier de sections efficaces continues en énergie au format PENDE.

Les données nucléaires sont quasi-intégralement utilisées par TRIPOLI 4 :

- les renvois énergétiques et les anisotropies dans le fichier d'évaluation,
- les productions de particules dans le fichier d'évaluation,
- les sections efficaces partielles de toutes les interactions décrites dans le fichier produit par NJOY.



Assemblage modélisé par TRIPOLI 4



TRIPOLI 4

UN CODE DE TRANSPORT POLYCNÉTIQUE



ARCHITECTURE LOGICIELLE

TRIPOLI 4 est composé d'un module unique généré à partir de cinq bibliothèques :

- une bibliothèque de gestion de la mémoire écrite en C++ ;
- une bibliothèque d'entrée/sortie sur les fichiers de sections efficaces écrite en Fortran 77 ;
- une bibliothèque géométrique écrite en C ;
- une bibliothèque de communication et de parallélisation écrite en C++ ;
- une bibliothèque de simulation écrite en C++.

TRIPOLI-4 fonctionne sur les stations de travail suivantes : HP (HP-UX), IBM (AIX), DEC (OSF1), PC (Solaris), SUN (Solaris), SGI (IRIX), sur PC (Linux), et sur les machines massivement parallèles suivantes CRAYT3E (UNICOS), COMPAQ

LA QUALIFICATION

TRIPOLI 4 est un code qualifié dans le domaine de la simulation des neutrons et plus particulièrement pour la criticité.

La base de qualification de TRIPOLI 4 dans le cadre de CRISTAL s'appuie entre autres sur l'interprétation de plus de 200 benchmarks internationaux (ICSBEP).

Les données utilisateur sont testées par le code avant l'exécution afin de minimiser les risques d'erreurs et faciliter la mise en œuvre des calculs.

LA PARALLÉLISATION

Un paramètre important d'une simulation est le temps de calcul. Celui-ci peut en effet devenir prohibitif dans le traitement de problèmes complexes avec une incertitude sur les résultats du calcul réduite. Certaines études peuvent en effet demander plusieurs jours, semaines ou mois de calcul.

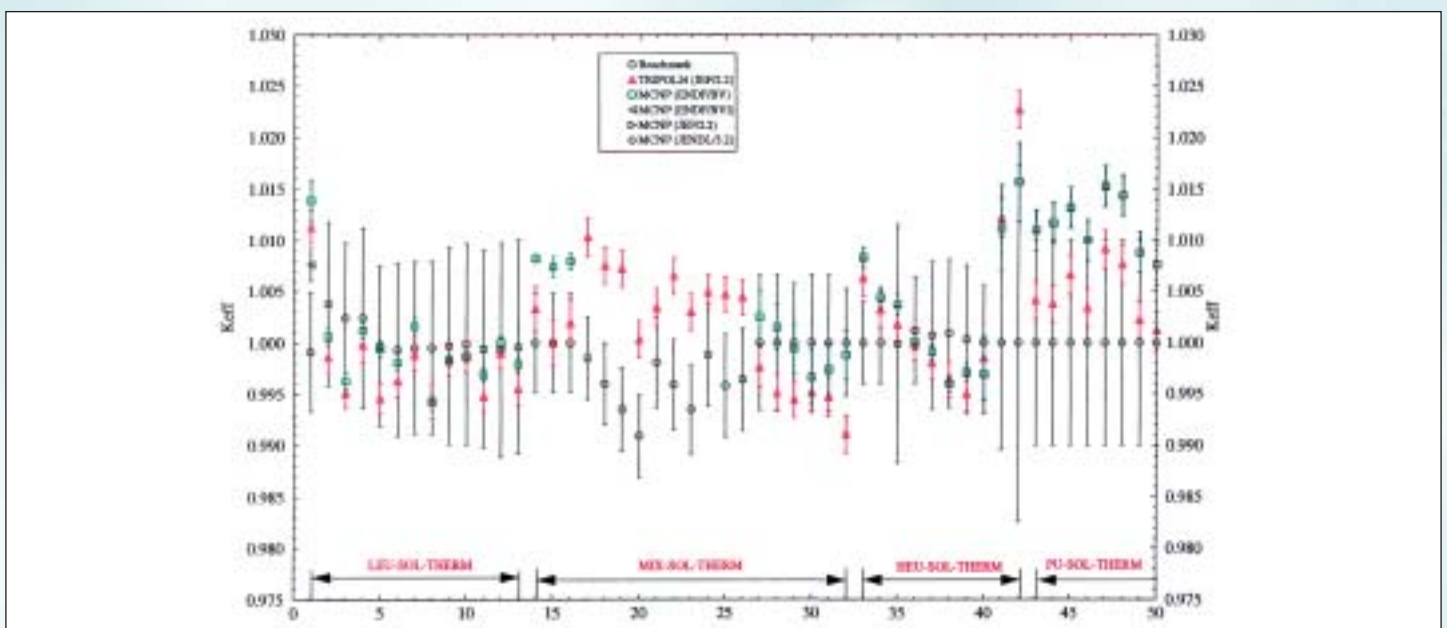
Une manière de pallier cet inconvénient est d'utiliser la parallélisation du code.

La parallélisation de TRIPOLI 4 permet un gain appréciable de temps de calcul.

LES GRANDEURS CALCULÉES

TRIPOLI 4 peut calculer les grandeurs suivantes :

- les flux,
 - les courants,
 - les facteurs de multiplication effectifs,
 - les facteurs de multiplication infinis,
 - les taux de réaction microscopiques,
 - les taux de réaction macroscopiques,
 - les taux de réaction donnés par l'utilisateur,
- et les écarts-types associés.



Résultats de la qualification sur les benchmarks ICSBEP

FORMULAIRE DE SÛRETÉ-CRITICITÉ CRISTAL

CONTACTS

Jean-Michel GOMIT
(Chef de Projet, IRSN)
jean-michel.gomit@irsn.fr

Hervé TOUBON
(COGEMA)
htoubon@cogema.fr

Alain BERNARD
(Pour les aspects « qualité », CEA)
abernard@cea.fr

Stéphane MENGELLE
(Pour APOLLO-2, CEA)
smengelle@cea.fr

Olivier JACQUET et Joachim MISS
(Pour MORET 4, IRSN)
olivier.jacquet@irsn.fr joachim.miss@irsn.fr

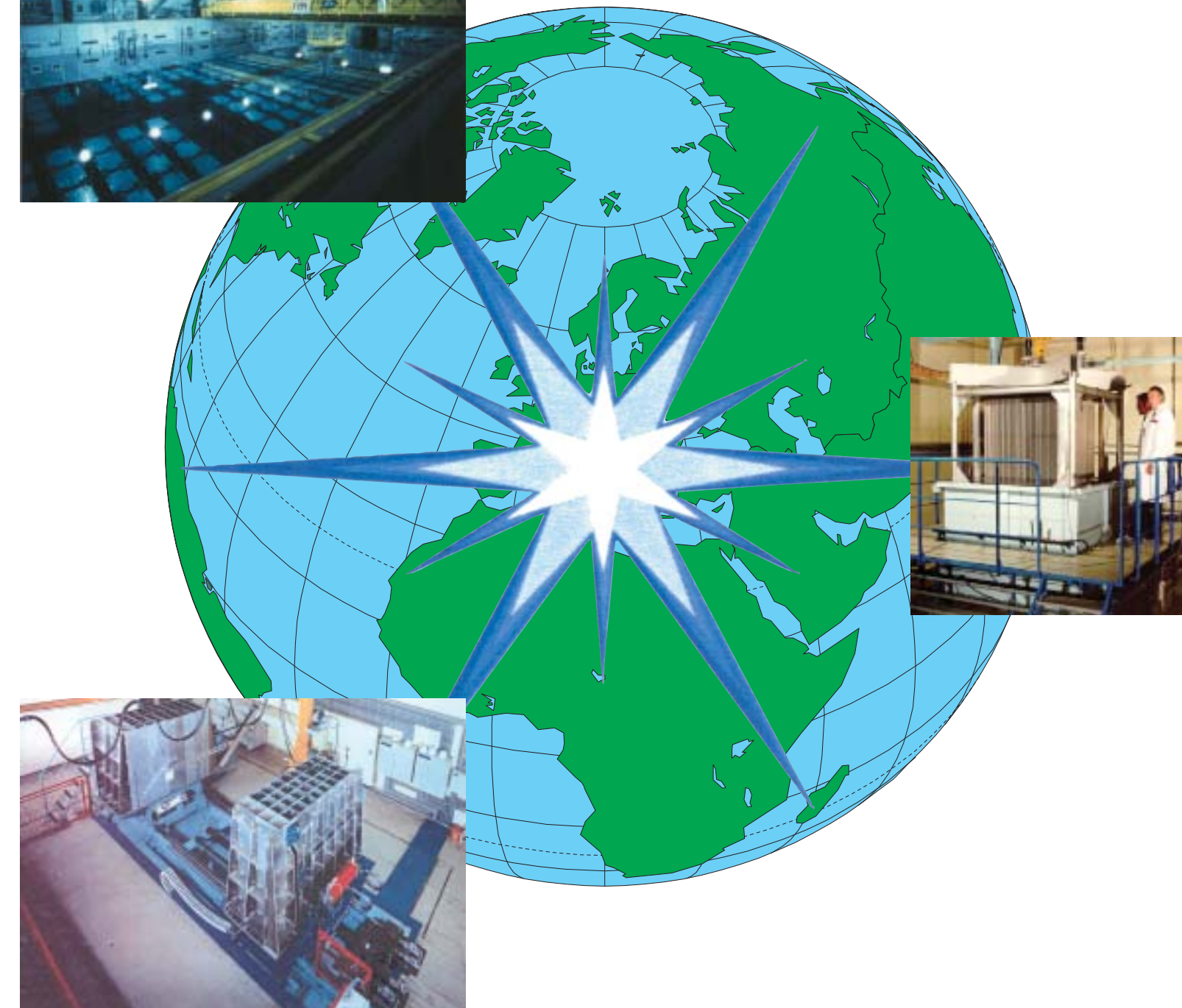
Jean-Pierre BOTH et Yannick PENELIAU
(Pour TRIPOLI-4, CEA)
jboth@cea.fr ypenelieu@cea.fr

Eric LETANG et Gérard COURTOIS
(Pour CIGALES et EGM, IRSN)
eric.letang@irsn.fr gerard.courtois@irsn.fr

Isabelle DUHAMEL et Gilles POULOT
(Pour la qualification « APOLLO-2 MORET 4 », IRSN)
isabelle.duhamel@irsn.fr gilles.poullot@irsn.fr

Christophe VENARD
(Pour la qualification « APOLLO-2 Sn », CEA)
cvenard@cea.fr

Yi-Kang LEE
(Pour la qualification « TRIPOLI-4 », CEA)
ylee@cea.fr



IRSN

cea
DIRECTION DE L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE

A
COGEMA