INTERNATIONAL ASSOCIATION FOR HYDRAULIC
RESEARCH

# Analytical Modeling of Core Hydraulics and Flow Management in Breeder Reactors
## (Seminar #4, Mathematical Models for Internal Flows in Nuclear Power Stations)

BY       Mario D. Carelli, Fellow Engineer
and
James M. Willis, Engineer


Westinghouse Advanced Reactors Division
Madison, Pennsylvania, U.S.A.

## SYNOPSIS

An analytical model representing the hydraulic behavior of the primary system
of fast breeder nuclear reactors is discussed.  A computer code capable of
detailing the core flow distribution and characterizing the flow and pressure
drop in each reactor component is presented.  Application of this method to
the reactor core thermal-hydraulic design has allowed optimization of the
flow management with consequent upgrading in performance, reduction of
unnecessary conservatism and very substantial cost savings.  Typical quanti-
tative examples are presented.


## RÉSUMÉ

Un modèle analytique représentant le comportement hydraulique du circuit
primaire des réacteurs surrégénérateurs est débattu.  C'est présenté aussi
un code de calcul capable de prédire en détail la répartition du réfrigérant
dans le coeur et capable de caractériser l'écoulement et les pertes de
charge en chaque composant du réacteur.  L'application de cette méthode au
projet thermo-hydraulique du coeur a permis de optimiser la distribution du
réfrigérant et consequentement améliorer la performance, réduire les limites
trop excessives et réduire très sensiblement les coûts.  Quelques exemples
typiques sont présentés quantitativement.

# DISCLAIMER

# DISCLAIMER

**Portions of this document may be illegible in electronic image products. Images are produced from the best available original document.**

INTERNATIONAL ASSOCIATION FOR HYDRAULIC
RESEARCH

# Analytical Modeling of Core Hydraulics and Flow Management in Breeder Reactors
(Seminar #4, Mathematical Models for Internal Flows in Nuclear Power Stations)

BY      Mario D. Carelli, Fellow Engineer
and
James M. Willis, Engineer

**MASTER**

Westinghouse Advanced Reactors Division
Madison, Pennsylvania, U.S.A.

## SYNOPSIS

An analytical model representing the hydraulic behavior of the primary system
of fast breeder nuclear reactors is discussed.  A computer code capable of
detailing the core flow distribution and characterizing the flow and pressure
drop in each reactor component is presented.  Application of this method to
the reactor core thermal-hydraulic design has allowed optimization of the
flow management with consequent upgrading in performance, reduction of
unnecessary conservatism and very substantial cost savings.  Typical quanti-
tative examples are presented.

## RÉSUMÉ

Un modèle analytique représentant le comportement hydraulique du circuit
primaire des réacteurs surrégénérateurs est débattu.  C'est présenté aussi
un code de calcul capable de prédire en détail la répartition du réfrigérant
dans le coeur et capable de caractériser l'écoulement et les pertes de
charge en chaque composant du réacteur.  L'application de cette méthode au
projet thermo-hydraulique du coeur a permis de optimiser la distribution du
réfrigérant et consequentement améliorer la performance, réduire les limites
trop excessives et réduire très sensiblement les coûts.  Quelques exemples
typiques sont presentés quantitativement.