

《해설》

원자로 연료관리 계산을 위한 Computer Programs

김 희 철

과학 기술처 연구 조정관실
(1970 7.25 접수)

I. 이 론

원자력 발전의 주임무는 경제적이며 안전한 운영을 지속할 수 있어야 한다. 원자력발전이 기술적인 면에서 현재의 화력 또는 수력발전보다 복잡한 것은 사실이며 경제적인 관점에서조차 아직 그렇게 유리하지 못하다. 관리자는 연료의 채광비, 제조비, 또는 열수력 (thermal-hydraulic) 계산, 심지어는 인구 팽창율, 임금, 세금등 직접적으로 관련이 없는 데까지 자료를 수집하여야 하고, 이렇듯 각 분야에서 적당하게 균형이 잡혀야 경제적으로 원만한 운영을 기할 수 있다. 핵 및 열수력 계산은 원자로의 성능조사에 사용되며 원자로의 수명이 다 할 때까지 계속 이용될 수 있다. 정확한 계산은 원자로 운영에 안전성을 기할 뿐 아니라 경제적인 운영에 있어서도 결정적인 도움을 주며, 이것은 최근 원자력 발전소의 가장 큰 관심거리이기도 하다.

II. 계산의 목적

관리자는 안전하고, 정확하며, 경제적인 운영을 하기 위하여 원자로의 동작과 성격을 예측할 수 있어야 한다. Shutdown margin, 온도, doppler coefficient, void coefficient, power distribution, void distribution, 전체적 또는 부분적 핵연료의 사용도 등을 항상 정확히 계산할 수 있어야 한다. 계속적인 계산이 필요한 이유중의 하나는 원자로 운영이 처음 설계된 것과 다른 조건하에서 운영될 수 있기 때문이다. 이러한 변경은 설계시에 고려치 못했던 경제적인 이유, 또는 연료봉 파손등에서 오는 refueling 이 원인이 된다. 이러한 이유 혹은 또 다른 원인으로 원자로 특성이 변경될 것이므로 새로운 계산을 항상 계속해야 된다 또 다른 이유가 될 수 있는 것은 물리적 이론을 그대로 실천에 옮길 수 없는 것과 완전한

물성 자료가 필요하기 때문이다. 원자로가 동작됨으로서 분열 생성물 (fission products) 이 증가하며, 제어봉 중독이 늘어나는 등, 원자로의 전체적 구성비율이 시작때와는 많이 변화된다. 이론적으로는 이러한 변화가 당연하나, 실제 변화를 측정한다는 것은 상당히 힘든 작업이며, 실용화 할 수 있을 정도로 타협하는 도리밖에 적당한 방법이 없다. 원자로 제조자들은 알려져 있는 기초이론과 필요한 자료들의 최효율적인 배합으로 원자로를 설계하며 그 특성을 예측한다. 그러나 만일 예측결과가 운영결과와 차이가 나면 거기에 따라 변경하고, 또 새로운 예측계산을 해야 한다.

III. 계산방법

(개요)

여기에 소개된 계산방법은 새로운 연구나 개발이 아니고 현재까지의 가장 좋은 방법을 사용한다. 근래 각 연구 기관에서 많은 computer program 을 시험, 사용하고 있으나 이런 program 을 어떤 조건하에서 어떻게 사용하여야 하는가가 매우 중요한 문제이다. 예로서 diffusion theory 와 transport theory 를 single fuel cell 중의 flux 계산에 응용하

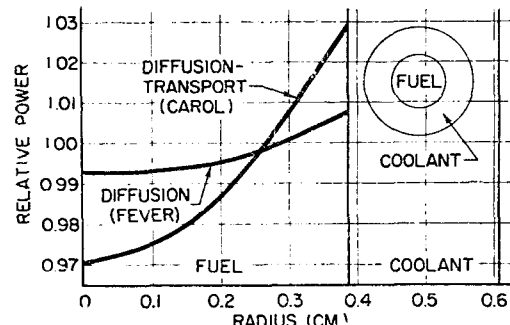


그림 1. Yankee 타입 연료 cell 의 출력 분포

는 것이다. 보통 Diffusion theory 는 boundary

(경제) 부근에서 무용하다. Diffusion과 transport theory의 계산을 이용한 예로서 Yankee type fuel cell 계산을 그림(1)에서 볼 수 있다. 표에서 FEVER(2)은 diffusion code이며 CAROL(3)은 P_3 -approximation의 transport code이다. 결과는 그림 1에서와 같이 상당히 다른 값을 나타내고 있으나 연료봉의 온도와 depletion은 출력분포에 관계되므로 정확한 결과의 중요성을 나타낸다. Computer program을 쉽게 사용하기 위해서는 program 상에 약간의 변경이 필요하다. 각 program은 각 computer에 맞게 code되어 있으므로 자체 computer에 사용하기는 불가능 또는 불편하며, 다른 외부의 computer를 사용하는 것이 편리할 때도 있다. 외부단자(terminal)를 사용할 경우 최소의 출력을 갖도록 program을 개조하고, 나머지 출력은 필요한 시간에 돌릴 수도 있다. Nuclear computer program은 대체로 반복계산을 요구한다. 한 미지수를 가정, 다른 미지수를 구하고, 동시에 가정된 미지수의 새로운 값을 구한다. 이 새로운 값을 다시 가정수치로 사용하여 다른 미지수의 새로운 값을 구한다. 이와같은 계산을

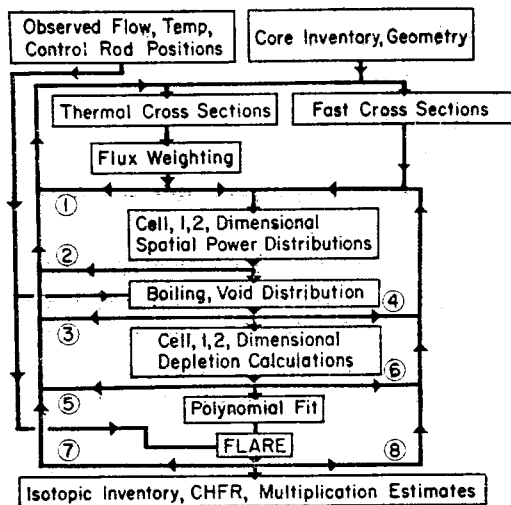


그림 2. 계산 순서

영속의 수치는 iteration을 의미한다.

- (1) Flux weighting
- (2) Group leakage
- (3) Void effect on spectrum
- (4) Void effect on power distribution
- (5) Depletion and spectrum
- (6) Depletion and power distribution
- (7) 3 dimensional void distribution and spatial constants
- (8) 3 dimensional void distribution and FLARE input calculations.

여러번 되풀이하여 오차가 미리 정해진 차이에 도달하면 그때의 값을 구하는 값이라고 생각한다. 간단한 nuclear와 thermal hydraulic chart가 그림 2(1)에 표시되어 있다.

한 program의 출력은 다른 program의 입력으로 하기 위해서는 상당히 많은 손계산이 필요하고 또 반복과정을 연결시키기 위해서도 손계산이 필요하다. 이것이 계산착오가 자주 생기는 원인이 된다. 가장 적절한 방법으로는 그림 2에 있는 계산이 모두 자동적으로 이루어 지는 것이겠지만 기존 computer의 용량이나 경제적, 기술적인 문제로 부분적으로 나누어서 계산하는 것도 좋다. Nuclear power reactor 계산을 위한 보편적인 program은 Table 1에 기재되어 있다. Program 중 몇개는 같은 형태의 계산을 하거나, 같은 결과를 가져오는 것도 있으나 실제로는 아주 다른 이론을 사용했거나, 다른 계산방법을 사용하는 것이다.

(Nuclear Calculation)

계산의 시작점은 core의 대표적인 unit cell을 정하는데 있다. Unit cell은 연료봉을 중심하여 cladding과 감속재로 구성된 모형이며, 연료봉의 크기와 cladding의 크기는 실물의 크기와 같으나, 감속재의 크기는(반경) 실제의 경우와 다른 경우가 많다. 예를 들면(그림 3)에서 보는 바와 같이 fuel assembly

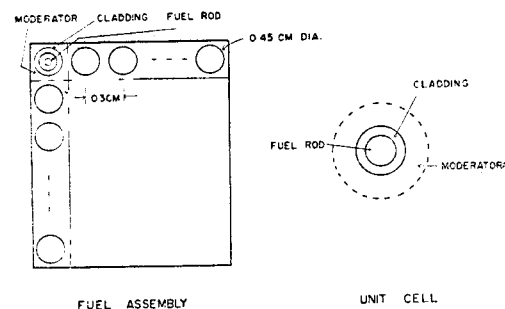


그림 3. Fuel Assembly와 Unit Cell

는 여러개의 연료봉으로 구성되어 있고, 연료봉에 관련되는 감속재는 4각형을 이루고 있다. (참선) 그러나 unit cell을 편리한계 계산하기 위해서는 감속재 역시 원형으로 가정한다. 한 개의 unit cell의 핵특성은 노심(core) 내의 어느 unit cell의 핵특성과도 같다고 가정하며, 다른 특성을 가진 unit cell은 별도로 계산 처리한다. Unit cell의 크기가 결정되면 unit cell의 구성물질인 nuclides는 균질하게 되며 각 nuclides에 따른 homogenized number dens-

ity를 구한다. Number density는 fast group constants와 thermal group constants 계산에 사용된다⁴⁾.

(Fast Group Constants)

Fast cross section 계산은 노심의 구성물질에 따른 중성자 spectrum을 transport theory에 의해 계산하는 것이다. Energy range는 보통 10 Mev에서 1 ev 이하까지이며, 사용자에 따라 0.683ev나 0.414 ev를 cutoff energy로 정한다. Fast cross section은 68 subgroup(HRG)으로 나누어진 cross section library에 의해서 미리 정해져 있다. 이 cross section library는 BNL-325나 동일한 실험결과에 의하여 책정된 자료에 synthesize된 것이다. 계속되는 모든 계산과 그 결과는 cross-section library의 정확성에 직접 관련됨으로 library의 중요성은 재론할 여지도 없다.

Few group diffusion 계산에는 3-fast group과 1-thermal group을 보통 사용함으로 68-subgroup을 3 group으로 축소하게 된다. 계산결과는 microscopic과 macroscopic cross section, diffusion coefficients, age, group transfer coefficients 등을 구한다. Fast group 1과 2는 그의 Cross section이 energy에 따라 천천히 변한다. 그러나 group 3은 (1.23 Kev~0.6ev) resonance group으로 특별한 고려가 요구된다. Th-242, U-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241 등은 큰 resonance가 있는 동위원소이다.

Self-shielding 계산에는 NR 또는 NRIM approximation을 사용한다. 상기의 이론은 어디까지나 근사계산이므로 그 결과를 100% 믿는다는 것은 위험한 일이다.

(Thermal Group Constants)

Fast neutron은 탄성 또는 비탄성 충돌로 energy를 잃어서 열중성자가 된다. 이 열중성자는 주위의 감속재와 열평형을 이루므로 그 에너지는 상하로 변할 수 있다. 에너지는 감속재의 분자결합에너지보다 훨씬 크기 때문에 분자속의 원자를 산란(scattering)에서 마치 독립원자처럼 생각할 수 있다. 그러나 열중성자의 에너지는 분자 결합에너지와 비슷하므로 분자속의 원자를 독립원자로 가정할 수가 없다. 일례로서 H₂O는 H—O—H와 같이 표시되어 중성자와의 산란에서 몇개의 자유도를 갖는다고 계산된다. 이외에도 중성자와 감속재 사이의 산란이론은 많이

있다. 열중성자의 spectrum은 주위의 구성물질에 따라 크게 변함으로 spectrum의 계산은 매우 중요하다. 주위 물질이 중성자의 흡수체가 아니면 Maxwell 분포를 가정한다. 그러나 흡수가 심할때에는 Wigner 또는 Wigner—Wilkins 분포이론을 사용한다. 이렇게하여 계산된 spectrum은 연료봉 내부에나 외부에서 같다고 가정되나 실제로는 다르므로 flux weighting으로 보정하여야 한다. Flux weighting으로 보정하고 반복계산한 후의 thermal group constants는 처음보다 더 정확한 수치이다.

(Diffusion Calculation)

Fast group constants와 thermal group constants는 반복계산의 근본자료가 된다. 이 상수들은 diffusion 계산에 입력이 되고 노심의 전반적인 flux 분포, 출력분포, depletion 계산을 한다. 이러한 핵 계산과 동시에 열수력 계산이 수반된다.

(Thermal Hydraulic Calculation)

Cladding과 연료의 농축도는 원자로의 안전한 운영을 위하여 절대로 중요한 요소이며, 연료봉 직경, 최대열속, 출력등은 설계 초기에 정해져야 한다. 연료봉의 출력 분포는 정확히 계산되어야 한다. 물이 감속재와 냉각재로 동시에 사용될 경우 특별한 주의가 필요하다. 그 이유는 (1) film boiling이 생기면 cladding 표면이 파괴될 우려가 있으므로 heat flux (열속)이 critical heat flux (임계열속)보다 여유있게 정해져야 한다. (2) 내부에서 증기가 발생되면 감속재 밀도가 변화하므로 원자로의 핵물리적 성격에 큰 영향을 준다. 증기와 출력분포의 예측은 앞서 말한 바와같이 반복 계산방법을 사용한다. 비등수형 원자로(BWR)에서는 연료봉 길이에 따른 출력 분포, 냉각수의 속도, 압력, enthalpy를 알면 열평형계산으로 원자로 내의 증기분포와 enthalpy를 구할 수 있다.

그러나 이런 계산은 이론보다 실험에 의한 결과를 사용하는 경우가 많다. CHF(Critical Heat Flux Ratio)도 역시 실험 결과에 의해 정해진다. 실험 결과의 정확성에 따라 원자로의 규모와 핵연료의 가격이 크게 영향을 받는다. 위에서 설명한 계산법은 열수력 program의 중심을 차지하나 오직 single Cell에만 유용하다. 열수력자료와 같이 중심 출력분포와 local peaking factor 역시 계산되어야 한다. 열수력 program은 열속, CHF, 증기량, void fraction, 감속재밀도와 압력차이를 계산한다. 만일

냉각재 channel이 깨끗이 유지되고 또 2차 순환회로가 처음 가동시와 같이 유지된다면, 열출력은 flow rate와 압력차에 비례한다. 그러므로 열출력을 고정시키기 위해 flow rate와 압력차를 조정할 수도 있다. Flow rate와 압력차는 가동중에도 계속 읽을 수 있어야 하며 수력현황의 변화를 즉시 탐지하여야만 사고를 미리 방지할 수 있다.

(FLARE Program) ⁽⁵⁾

이론적으로는 출력분포, void와 depletion 분포, multiplication constant, 제어봉 worth, 온도와 도-플러 계수, 핵연료 수명등을 정확히 계산할 수 있으나, 이런 계산을 할 수 있는 program이나, 이 program을 처리할 수 있는 computer는 아직 없다. 그러나 원자로 운영에 있어서 필요한 자료는 있어야 하므로 현 기술로서 자료를 구하는 것이 문제가 된다. FLARE program은 이론을 간소하게 다루고, mesh spacing을 비교적 크게 잡고, 중성자에 에너지를 한 group으로 다루면서, 제한된 자료를 처리하는 것이다.

FLARE는 XYZ geometry에 국한하며 mesh의 수도 2352(14×14×12)이며 $\Delta X \cdot \Delta Y \cdot \Delta Z$ 의 체적속의 핵 및 열수력 성격은 일정한 것으로 가정하며, 최고 13종류의 연료형태를 처리한다. 연료의 형태란 동위원소의 종류, 냉각수의 입구크기, depletion 정도 등으로 구분된다. 이 program은 개개 연료균을 연료 형태와 원자로속의 위치를 기억하는데 이것은 연료 shuffling과 inventory control에 도움을 준다. 가장 어려운 문제는 FLARE의 입력을 준비하는 것이다. FLARE의 입력은 "Material constants"라고 불리는데 이는(그림 2)에 표시된 바와같이 다른 몇 개의 program의 출력에서 나온다. Material constants는 핵 및 열수력특성을 다항전계를 통한 계수이다. 특성이라함은 migration area, infinite multiplication factor, 온도와 도플러 계수, 연료 depletion 등을 의미한다. 단면적계산에는 TEMPEST, CEPTR, FORM, GAM이 사용되고, Multiplication factor 계산에는 FOG, 연료 depletion에 따라 변하는 핵특성 계산에는 LEOPARD, 또는 LASER, PDQ-5등을 사용한다. FLARE program의 축소화된 이론에 비한다면 그 결과는 매우 양호한 편이며 정밀하게 계산한 결과와 큰 차이가 없다.

(Isotopic Inventories)

FLARE Program은 multiplication factor, 입체

적 void 분포, 연료 depletion, 연료 수명을 계산한다. 또한 void, 출력분포는 $\Delta X \cdot \Delta Y \cdot \Delta Z$ 에 따라 원자로 전 부분에 걸쳐 계산된다. 연료 depletion 계산에는 U-235 사용도와 Pu 생산도 depletion에 관제된 동위원소 양을 각각 계산한다.

Table 1

1. Thermal Cross Sections을 계산하는 Program
 TEMPEST-II: homogeneous한 부분의 Cross section 계산
 THERMOS: heterogeneous한 부분의 Cross Section을 Space-energy에 대한 평균치 계산
2. Fast Cross Section을 계산하는 Program
 FORM } : homogeneous한 부분의 Cross Section
 GAM-1 } 계산
 HRG }
3. Few Group Diffusion 계산을 위한 Program
- 3.1. 1-Dimension
 FOG: 4 group까지 사용하여 flux, power distribution, leakage, poison critical size 계산.
 FAIM: FOG와 비슷하나 18 Group까지 사용함.
- 3.2. 2-Dimension
 PDQ-1~PDQ-7: Y-Y 또는 R-Z 모형으로 4 Group까지 계산
 EQUIPOISE: X-Y 모형으로 2 Group까지
 20-GRAND: EQUIPOISE와 비슷하나 6 Group까지
- 3.3. 3-Dimension
 FLARE: 본문참조
4. Depletion Program
- 4.1. 1-Dimension
 CANDLE: FOG와 비슷하나 depletion 계산가
 FEVER: CANDLE과 비슷하나 4 Group diffusion eq을 사용
 SIZZLE: FAIM과 비슷하나 depletion 계산가
- 4.2. 2-Dimension
 TURBO: PDQ-CANDLE을 합한 것.
 PDQ5-HARMONY: PDQ와 HARMONY의 depletion routine을 합한 것.
- 4.3. 3-Dimension
 FLARE: 본문참조

References

- (1) H. Kim, et. al., "Computer Programs for

- Power Reactor Management," Nuclear News, Aug., 1968.
- (2) F. Todt, et, al., "FEVER, A One dimensional Few Group Depletion Program for Reactor Analysis," GA-2749, Nov., 1962.
- (3) H. Reeves, Unpublished, Purdue Univ., June, 1968.
- (4) H. Kim, Ph. D. Thesis, Purdue University, Nov., 1966.
- (5) D.L. Delp, "FLARE, A Three Dimensional Boiling Water Reactor Simulator," GEAP-4598, July, 1964.