

Source Term 研究動向 및 評價技術現況

石壽東·蔡星基
(韓國에너지研究所)

1. 序 論

原子力發電에 수반되는 危險度(risk)는 최종적으로 발전소의 인근 住民에 被曝 또는 吸收되는 放射線量에 의해 측정되며, 이의 評價를 위해서는 主要 事故經緯가 導出되어야 하고 그 發生確率が 算定되어야 함은 물론 事故時 source term (주위 환경으로의 放射性 核種의 放出量, 時間 및 特性) 및 그에 따른 放射線學的 結果가 決定되어야 한다. 原子力發電所의 危險度는 주로 발생확률은 작으나 일단 발생할 경우 극심한 危害를 초래할 수 있는 重大事故(爐心은 熔融·損傷되고 格納容器 建物は 破損되는 class 9 사고)에 기인하므로 이에 따른 source term 결정은 원자력발전소의 安全性 評價에 필수적이다.

1979年 3월에 발생한 TMI-2 사고로 원자력발전 분야에 나타난 중요한 변화의 하나가 重大事故 時 source term에 대한 관심의 集中이다. 이것은 대규모의 노심 용융·손상사고에도 불구하고 주위환경으로 방출된 방사성핵종량은 TID-14844나 Reactor Safety Study (WASH-1400)의 評價値보다 훨씬 작았다는 事實에 기인한다. 이에 美國 原子力規制委員會(U.S.NRC.)는 規制上 活用되고 있는 source term 평가방법 및 計算値의 전반적인 改訂, 代替의 필요성을 인식하고 機關內에 ASTPO(Accident Source Term Program Office)를 新設, 再評價 研究에 注力하여 왔다. 그 結果, 1983~1984년에 걸쳐 BCL(Battelle Columbus Laboratory)에 의해 BMI-2104 전산코드 體制가 樹立됨으로써 source term 評價技術은 본격적인 階도에 오르게 되었다. 이어서 U.S.NRC는 美國 物理學會(APS), 美國原子力學會(ANS) 및 各 研究機關으로 하여금 BMI-2104 코드체제의 技術性和 規制 活用上的 妥當性を 檢討하게 하는 한편 原子力 產業體를 대변하는 IDCOR(Industry Degraded Core Rulemaking)와 의견을 교환하고 EPRI(Electric Power Research Institute)의 연구결과 등을 종합하여 1985년 7월 NUREG-0956(draft)을 發刊하였다. 1986년 1월 이에 대한 관계기관 및 공중의 검토意見의 接受가 終結되었고 1986년 7월 NUREG-0956의 최종판이 발간될 豫定으로 있다.

본문에서는 먼저 最近 source term을 再評價하게된 背景을 간단히 살펴보고 TMI-2 事故 이후의 再評價 研究프로그램의 動向을 記述한 다음 現在의 source term 評價 技術現況을 검토하고자 한다. 技術現況 검토를 위하여 우선 現在의 評價技術을 대표하는 BMI-2104코드 體制를 간단히 소개한 후 아직도 不確實성이 크고 source term 결정에 중요한 解析技術 분야를 분석하고 source term 評價結果를 比較하였다.

2. 再評價 背景 및 研究動向

가. 背景

原子爐의 假想事故 時 초래될 source term에 관한 우려는 1950년대 원자로 시설의 가동과 함께 비롯된 것이다. 1962년, 原子力發電所의 부지선정과 격납용기의 設計·評價指針으로서 10CFR100¹⁾이 制定되고 이에 따라 부지 및 설비의 適合성을 評價하기 위한 試金石으로서 maximum credible accident(MCA)의 개념이 도입되었다. MCA로서 大型破斷 冷却材喪失事故(LB LOCA)가 선정되어 事故時 노심이 용융되며 격납용기는 加壓되나 그 건전성은 유지된다고 가정되었다. 10CFR100은 사고시 核分裂生成物의 거동에 관한 가정에 대하여서는 TID-14844²⁾에서 사용되는 방법 및 計算例를 參考方法으로 지정하고 있다. TID-14844에서는 MCA時 핵연료에 존재하는 핵분열생성물중에서 100%의 不活性氣體, 50%의 沃素, 1%의 固體核種이 격납용기內 대기중으로 방출되며 이들은 다시 격납용기의 설계누출률로 주위환경으로 방출된다고 가정되었다. 이러한 任意的인 source term은 1974년에 제정된 Reg. Guide 1.3³⁾ 및 1.4⁴⁾에 그대로 반영되어 현재까지 전 세계적으로 적용되어 오고 있다.

1985년에 발간된 Reactor Safety Study-(WASH-1400)⁵⁾는 輕水型 원자력발전소에서의 가상사고로 인한 위험도를 確率論的인 방법에 의하여 體系의 方法으로 평가한 최초의 연구보고서이며, 그 방법 및 결과는 현재 발전소의 비상계획 및 환경영향의 평가 등에 적용되고 있다. Surry 발전소(PWR) 및 Peach Bottom 발전소(BWR)의 운전자료 등의 체계적인 검토에 의해 事故經緯

가 광범위하게 追跡·導出되었고 또한 event tree, fault tree 방법 및 失敗率(failure rate) data를 사용하여 그 發生確率이 평가되었다. 아울러 特定 事故經緯에 대한 熱水力 現象 및 source term이 決定論的인 방법에 의해 평가되었다. PWR의 경우 위험도가 큰 主要 事故경위가 최종적으로 抽出되어 격납용기의 파손형태 및 ESF(工學的安全設備)의 작동여부에 따라 9개의 “방출 카테고리”로 分類되었다. 表1은 각 방출 카테고리에 부여된 발생확률, plume 特性 및 核種別 放出分率을 나타낸다. 最近 source term 再評價연구의 초점은 表1의 修正·代替에 있다. 表1에서 보듯이 PWR-1 및 PWR-2 카테고리의 사고경위에서는 대부분의 沃素가 방출된다고 評價되었다. 이는 당시 핵분열생성물의 거동에 관한 data base의 미비로 沃素의 화학반응, 1차냉각계통에서의 핵분열생성물의 把持(retention) 등 중요한 減衰현상이 고려되지 않았기 때문이다.

1979년 3월에 발생한 TMI-2사고로 原子力發電 분야에 나타난 가장 중요한 變化의 하나가 重大事故 時 source term에 대한 급격한 관심의 高潮이다. 이것은 대규모의 노심용융·손상사고에도 불구하고 격납용기 건물 및 보조건물의 대기중이나 주위환경으로 방출된 방사성 핵종(특히 沃素)의 양은 TID-14844나 RSS 評價値보다 훨씬 작았다는 사실에 起因한다. TMI-2 사고 시 인근 住民에 대한 放射線量은 37 mrem 미만이며 무시될 만한 것이었으며(현재의 規定上 부지 경계에서 25 rem 이하의 線量이 要求되고 있음) 대부분이 Xe-133의 放射能으로 인한 것이었다. TMI-2 原子爐心の I-131 함유량은 약 $64 \times 10^6 \text{Ci}$ 이었으며 이중 $17 \sim 18 \text{Ci} (3 \times 10^{-5} \%)$ 가 주위환경으로 방출되었고 Cs 및 기타 元素들은 檢出되지 않았다.^{6),7)} 이것은 沃素의 높은 揮發度를 고려할 때 이해하기 어려운 사실이었다. 이에 U.S. NRC는 source term 規定의 재평가 필요성을 인식하고 각 研究機關으로 하여금 事故時 핵분열생성물의 舉動에 관한 技術現況을 검토하도록 하였다. 1981년 NUREG-0772⁸⁾의 發刊과 함께 완성된 이 研究로 沃素는 경수로에서와 같은 還元的인 조건에서는 휘발도가 작고 水溶性이 큰 CsI 및 CsOH 등의 化合物로 존재한

E1. Reactor Safety Study(WASH-1400) Source Terms

Release Category	Reactor-Yr	Duration Warning Elevation Containment		Time of Release (Hr)	Time for Evaluation (Hr)	Energy Release (10 ⁶ Btu/Hr)	Xe-Kr	Org. I	Fraction of Core Inventory Released						
		Release (Hr)	Time for Energy Release (Hr)						I	Cs-Rb	Te-Sb	Ba-Sr	Ru	La	
PWR 1	9×10 ⁻⁷	2.5	0.5	1.0	25	520	0.9	6×10 ⁻³	0.7	0.4	0.05	0.4	0.4	0.4	3×10 ⁻³
PWR 2	8×10 ⁻⁶	2.5	0.5	1.0	0	170	0.9	7×10 ⁻³	0.7	0.5	0.06	0.3	0.3	0.02	4×10 ⁻³
PWR 3	4×10 ⁻⁶	5.0	1.5	2.0	0	6	0.8	6×10 ⁻³	0.2	0.2	0.02	0.3	0.3	0.03	3×10 ⁻³
PWR 4	5×10 ⁻⁷	2.0	3.0	2.0	0	1	0.6	2×10 ⁻³	0.09	0.04	5×10 ⁻³	0.03	0.03	3×10 ⁻³	4×10 ⁻⁴
PWR 5	7×10 ⁻⁷	2.0	4.0	1.0	0	0.3	0.3	2×10 ⁻³	0.03	9×10 ⁻³	1×10 ⁻³	5×10 ⁻³	1×10 ⁻³	6×10 ⁻⁴	7×10 ⁻⁵
PWR 6	6×10 ⁻⁶	12.0	10.0	1.0	0	N/A	0.3	2×10 ⁻³	8×10 ⁻⁴	8×10 ⁻⁴	9×10 ⁻⁵	1×10 ⁻³	1×10 ⁻³	7×10 ⁻⁵	1×10 ⁻⁵
PWR 7	4×10 ⁻⁵	10.0	10.0	1.0	0	N/A	6×10 ⁻³	2×10 ⁻⁵	2×10 ⁻⁵	1×10 ⁻⁵	2×10 ⁻⁵	2×10 ⁻⁵	2×10 ⁻⁵	1×10 ⁻⁶	2×10 ⁻⁷
PWR 8	4×10 ⁻⁵	0.5	0.5	N/A	0	N/A	2×10 ⁻³	5×10 ⁻⁶	1×10 ⁻⁴	5×10 ⁻⁴	1×10 ⁻⁶	1×10 ⁻⁶	1×10 ⁻⁶	0	0
PWR 9	4×10 ⁻⁴	0.5	0.5	N/A	0	N/A	3×10 ⁻⁶	7×10 ⁻⁹	1×10 ⁻⁷	6×10 ⁻⁷	1×10 ⁻¹¹	1×10 ⁻⁹	1×10 ⁻¹¹	0	0
BWR 1	1×10 ⁻⁶	2.0	2.0	1.5	25	130	1.0	7×10 ⁻³	0.40	0.40	0.05	0.70	0.70	0.5	5×10 ⁻³
BWR 2	6×10 ⁻⁶	30.0	3.0	2.0	0	30	1.0	7×10 ⁻³	0.90	0.50	0.10	0.30	0.30	0.03	4×10 ⁻³
BWR 3	2×10 ⁻⁵	30.0	3.0	2.0	25	20	1.0	7×10 ⁻³	0.10	0.10	0.01	0.30	0.30	0.02	3×10 ⁻³
BWR 4	2×10 ⁻⁶	5.0	2.0	2.0	25	N/A	0.6	7×10 ⁻⁴	8×10 ⁻⁴	5×10 ⁻³	6×10 ⁻⁴	4×10 ⁻³	6×10 ⁻⁴	6×10 ⁻⁴	1×10 ⁻⁴
BWR 5	1×10 ⁻⁴	3.5	5.0	N/A	150	N/A	5×10 ⁻⁴	2×10 ⁻⁹	6×10 ⁻¹¹	4×10 ⁻⁹	8×10 ⁻¹⁴	8×10 ⁻¹²	8×10 ⁻¹⁴	0	0

다는 사실이 명확하여 졌다. 또한 RSS연구에서 는 고려되지 않은 1차냉각계통에서의 放射性 物質의 把持效果 및 aerosol의 附着(deposition)· 降下로 인한 減衰現象 등도 사고경위에 따라 매우 중요하다는 것이 밝혀졌다.

나. 研究動向

(1) BMI-2104 研究⁹⁾

최근 source term 再評價技術의 획기적인 전

환점은 U.S.NRC후원으로 BCL에 의해 수행된 BMI-2104연구('83.7.~'85.2.)에서 비롯된다. 原子爐心, 1次冷却材系統 및 격납용기에서의 핵분열 생성물의 거동에 관한 NUREG-0772 解析모델을 一括하여 source term評價用 전산코드 體制(소위 BMI-2104 전산코드 체제)가 개발되었으며 5개 類型의 경수로 原子力發電所에서의 主要 사고경위에 따른 source term이 평가되었다. (표2 참조) BMI-2104연구로 source term은 一律적으로 定해질 수 없고 各 發電所, 各 事故經

표2. USNRC/IDCOR의 Source Term 및 Risk 평가 발전소

발전소 유형	기준 발전소	
	U.S. NRC	IDCOR
PWR, Subatmospheric	Surry	-
PWR, Large Dry	Zion	Zion
PWR, Ice Condenser	Sequoyah	Sequoyah
BWR, Mark I	Peach Bottom	Peach Bottom
BWR, Mark II	Lasalle*	-
BWR, Mark III	Grand Gulf	Grand Gulf

*BMI-2104에서는 평가되지 않음.

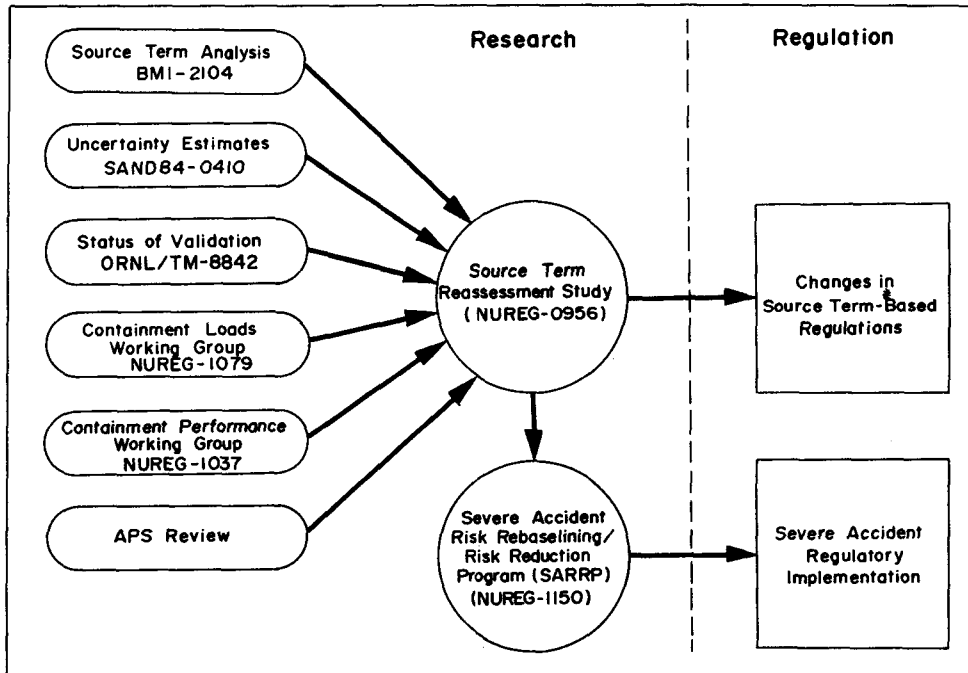


그림1. U.S.NRC의 Source Term 再評價 研究現況

緯에 따라 다르므로 RSS에서 算出된 source term으로부터 일정한 減少因자를 求할 수 없다는 것이 명확하여 졌다.

(2) BMI-2104 後續研究

U.S.NRC는 BMI-2104 研究方法 및 結果의 技術水準을 평가하고 코드체제의 規制活用上的 타당성을 검토하기 위하여 다음과 같은 研究事業을 후원하였다.(그림1 참조)

- SNL(Sandia National Laboratories)의 QUEST(Quantitative Uncertainty Estimate of Source Term)연구¹⁰⁾에서는 BMI-2104 계산결과와 불확실성 평가를 위하여 Surry(PWR)발전소에서의 TMLB'(station blackout) 事故 및 S₂D(Small LOCA) 事故經緯와 Grand Gulf(BWR Mark III) 발전소에서의 ATWS 事故時 source term이 評價되었다. Surry 발전소에서의 TMLB'사고의 경우 source term 불확실성은 매우 큰 것(factor of 100)으로 평가되었다. 격납용기의 早期破損 時에는 原子爐容器內의 현상이 source term 불확실성의 주요 원인이며 I 및 Cs 等 휘발도가 큰 元素의 放出量 決定이 중요하다. 그러나 격납용기가 事故 後期에 파손될 경우에는 source term 불확실성은 노용기의 현상에 기인하며 Te 및 refractory 물질의 거동이 중요한 것으로 나타났다.

- ORNL(Oak Ridge National Laboratory)의 코드 검토연구(ORNL/TM-8842)¹¹⁾에서는 각 전산코드의 취급현상 및 해석모델이 검토된 후 주요 가정 및 제한점, data base, 해석모델의 검증여부가 평가되었다.

- 事故時 격납용기의 舉動은 source term 決定에 가장 중요하다. 그러나 BMI-2104 연구에서는 격납용기의 거동이 임의적으로 가정되어 source term이 계산되었으므로 이의 評價를 위하여 CLWG(Containment Load Working Group) 및 CPWG(Containment Performance Working Group)가 구성되었으며 그간 수행내용의 初案으로서 1985년 5월 NUREG-1079¹²⁾ 및 NUREG-1037¹³⁾을 發刊하였다. CLWG 및 CPWG의 주요 연구결과는 뒤의 技術現況란에서 言及될 것이다.

- 美國 物理學會(APS)는 U.S.NRC로부터

BMI-2104 연구를 비롯한 최근(1983~1984) source term 연구결과의 一般的인 科學技術的 근거(broad scientific basis)를 검토하여 달라는 요청을 받고 重大事故 해석모델 및 그 기술적 근거를 검토하고 이러한 해석모델이 복잡하게 얽힌 광범위한 전산코드체제가 옳게 사용되었는가를 검토하였으며 그 主要 結論은 다음과 같다.¹⁴⁾

RSS연구 이후 고려된 물리·화학적 현상들로 인하여 대부분의 경우 source term은 감소된다. 그러나 노심용융물과 콘크리트의 반응에 의한 非揮發性 放射性核種의 방출로 인해 source term은 증가할 수 있다. 또한 最近의 연구는 各 類型別 발전소에 대하여 동일한 수준으로 수행되지 않고 large dry PWR에 집중되어 있다. 따라서 모든 발전소, 모든 사고경위에 대하여 source term이 減少한다는 일반적인 결론을 내리는 것은 불가능하다.

APS는 또한 BMI-2104 전산코드체제의 검증(validation)이 아직 불충분하다고 결론짓고 18개의 主要 技術分野에 있어 실험 및 해석연구가 계속 수행되어야 한다고 권고하였다.(표4 참조) 이러한 APS의 결론 및 권고 사항은 APS 연구의 獨立性과 과학적 探究의 廣範圍性으로 인해 U.S.NRC의 정책에 거의 그대로 반영되어 현재 수행되고 있다.

(3) IDCOR 프로그램^{15), 16)}

IDCOR(Industry Degraded Core Rulemaking)는 美國의 原子力 產業體가 U.S.NRC의 重大事故 規制政策 決定에 참여하기 위하여 1981년 설립한 프로그램으로서 그간 MAAP(Modular Accident Analysis Program)¹⁷⁾등의 전산코드가 開發되었고 이를 사용하여 BMI-2104 연구에서 평가된 발전소중에서 4개 유형의 발전소의 source term이 계산되었다.(표2 참조) 그 主要 결론은 중대사고로 인한 原子力 發電所의 위험도는 RSS연구 및 U.S.NRC의 安全目標値보다 훨씬 작아서 現在 原電의 설계 및 안전절차의 변경은 요구되지 않는다는 것이다.

IDCOR와 U.S.NRC의 관계자들은 1983년 11월부터 계속적인 회합을 통해 양측이 다른 방법을 쓰거나 의견을 달리하는 18개의 주요 技術的

표3. U.S.NRC/IDCOR간의 18개 技術的 問題

1. Fission product release prior to vessel failure.
2. Recirculation of coolant in the reactor vessel.
3. Release model for control rod materials.
4. Model for fission product and aerosol deposition in the primary system.
5. Modeling of in-vessel hydrogen generation.
6. Core slump, core collapse, and reactor vessel failure models.
7. Containment failure by in-vessel steam explosions.
8. Direct heating of containment by ejected core material.
9. Ex-vessel fission product release modeling.
10. Ex-vessel heat transfer models from molten core to concrete and containment.
11. Revaporization of fission products in the upper plenum.
12. Deposition model for fission products in containment.
13. Amount and timing of suppression pool bypass and retention in ice beds.
14. Modeling of emergency response.
15. Containment performance.
16. Secondary containment performance.
17. Hydrogen ignition and burning.
18. Essential equipment performance.

문제(technical issue)를 導出하였다.(표 3 참조) 1985년에 많은 문제들이 그 세부사항에 있어 해결되었으며 1986년에 계속 연구될 主要 項目은 水素生成(항목 5), 노용기外 핵분열생성물의 방출(항목 9), ice condenser 격납용기에서의 水素 연소(항목 10), 격납용기의 직접가열(항목 8), 격납용기의 거동(항목 15) 등이 있다. 결국 이러한 문제들이 현재 source term 評價技術에 있어서 가장 不確實한 분야인 것이다.

(4) NUREG-0956¹⁸⁾

U.S.NRC는 BMI-2104연구 및 그 後續研究, IDCOR의 연구결과 등을 종합하여 1985년 7월 NUREG-0956 初案을 발간하였으며 이에 대한 相關단체 및 公중의 검토 의견과 그간의 연구결과를 반영하여 1986년 7월 최종보고서로 발간할 예정으로 있다.

NUREG-0956초안에서는 BMI-2104전산코드 체계 각 코드의 技術性이 검토되었고 또한 BMI-2104 계산결과가 각 사고단계별로 검토되었으며 그 主要 結論은 다음과 같다.

①코드의 技術性 : BMI-2104코드체계는 最近의 評價技術이 反映된 코드이며 RSS방법을 대체할 수 있다. 그러나 상당한 技術向上이 이루어

어진 분야에 아직도 많은 不確實性이 남아있어 이의 계속적인 연구가 필요하다.(표4 참조)

②계산결과에 관한 고찰 : 사고시 격납용기의 暴動이 source term 決定에 가장 중요하다. 격납용기의 破損이 몇 시간만 지연된다면 source term은 大幅 減少될 수 있다. 재평가 source term은 대부분의 경우 RSS의 source term보다 작으나 그렇지 않은 경우도 있으며 모든 발전소, 모든 사고경위에 대하여 一律的인 source term을 規定하기는 어렵다.

U.S.NRC技術陣은 BMI-2104 코드체계를 그 解析모델 및 코드 構成에 있어 수정·보완하여 Source Term Code Package(STCP)라 命名하고 조속한 시일내에 이의 規制活用을 實現하는 한편 立證研究(confirmatory research)도 계속 수행한다는 方針을 밝혔다.

U.S.NRC는 1986년 1월 NUREG-0956 초안에 關한 關係기관 및 公중의 검토의견의 接수를 종결지었다. 검토의견을 類型별로 나눈 결과, 전산코드의 검증과 불확실성 문제에 대한 의문이 가장 많았다. 또한 격납용기 거동과 沃素의 化學反應에 대한 의문도 상당수에 이르렀다. 현재 SNL, BCL 및 BNL은 STCP를 사용하여 6개 유형의 발전소(표2 참조)에서의 위험도상 중

요한 사고경위에 대한 source term을 평가하고 있으며 BNL은 코드의 검증(verification & validation) 및 불확실성 연구를 수행하고 있다. 격납용기 거동 및 위험도문제는 NUREG-0956 최종판에서는 취급되지 않고 1986년 9월경 발간 될 NUREG-1150(rebaselining study)에서 다루어질 것이다.^{19), 20)}

(5) NUREG-1150 연구²⁰⁾

U.S.NRC는 Source Term Code Package를 사용하여 6개 類型(표2 참조)의 원자력발전소에 대한 위험도를 再評價(rebaselining)하는 한편 그 減少方案 연구를 후원하고 있으며 1986년 9월 初案을 發刊하고 一定 期間의 檢討를 거친 後 1987년 中般 最終版을 發刊할 豫定으로 있다.

原電 source term에 관한 規制變更도 rebaselining연구의 진척도에 따라 3단계로 구분되어 진행될 豫定으로 있으며 1987년말까지 10개 項目의 변경요인을 실현할 계획으로 있다. 이에 대한 자세한 내용은 뒤따르는 원전규제에 관한 해설물에서 다루어질 것이다.

3. 技術現況

가. Source Term Code Package

U.S.NRC는 source term재평가 계획의 핵심사업으로서 전산코드 체제의 개발에 注力하여 왔으며, 그 결과 BCL에 의해 BMI-2104코드 체제가 개발되었다.

BMI-2104코드체제는 핵분열생성물(이하 f.p.로 표기)의 放出·移送經路를 따라 各 관련계통에서의 熱水力條件 및 f.p.의 거동을 결정하는 전산코드들로 이루어져 있으며 그 계산과정은 대략 다음과 같다.(그림2 참조)

- ①事故時 전반적인 열수력조건은 MARCH²¹⁾에 의해서 계산되나
- ②f.p.의 1차냉각재계통(이하 RCS로 표기)內에서의 把持(retention) 현상을 해석키 위해 좀 더 구체적인 nodalization이 필요한 RCS에서의 열수력조건은 MERGE²²⁾에 의해 계산되며
- ③노심용융물과 콘크리트의 반응시 열수력조건은 CORCON²³⁾에 의해 취급된다.
- ④事故初期 핵연료내 f.p. 함유량이 ORIGEN²⁴⁾

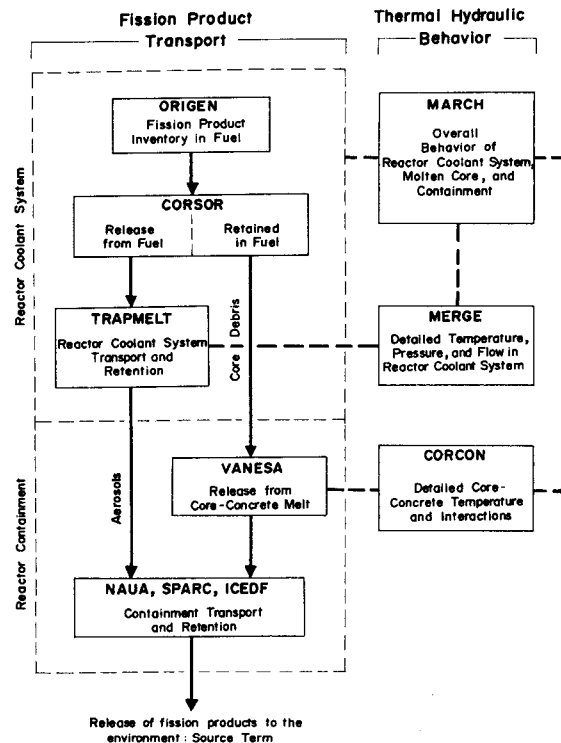


그림2. BMI-2104 電算코드 體制

에 의해 계산되면

⑤CORSOR²⁵⁾는 MARCH-2에 의해 계산된 핵연료의 온도분포에 따라 f.p.방출량을 계산하고
 ⑥이는 MARCH/MERGE에 의해 평가된 RCS에서의 열수력조건과 함께 TRAP-MELT²⁶⁾에 입력되어 RCS에서의 f.p.移送·蓄積量이 決定된다.

⑦또한 노심용융물이 爐容器를 뚫고 분출되어 cavity의 콘크리트와 반응할 때의 f.p. 및 aerosol 방출량은 VANESA²⁷⁾에 의해 계산된다. (CORCON 열수력조건에 따라)

⑧격납용기 건물로 방출된 f.p. 및 aerosol의 거동은 NAUA-4²⁸⁾에 의하여 평가된다.

上記 計算方式은 各 전산코드간의 막대한 入·出力 作業량으로 사용자로 하여금 많은 시간을 소요케 할 뿐 아니라 取扱着誤를 범하게 할 우려가 크다. 또한 열수력코드와 f.p. 舉動코드간에 同時連結(simultaneous coupling)이 되어 있지 않아 feedback 효과를 고려할 수가 없다. 이

러한 결점과 기타 해석모델을 수정키 위해 U.S.NRC는 BCL로 하여금 84년 8월 전산코드 체계의 改善작업을 수행하도록 하였다. 그 결과 MARCH-2, CORSOR, CORCON 등이 결합되어 MARCH-3가, MERGE와 TRAP-MELT가 결합되어 TRAP-MERGE가 開發된 반면 CORCON등에 技術的인 補完이 이루어져 소위 Source Term Code Package(STCP/MOD 1)가 수립되었으며 현재 검증단계에 있다.

나. 解析技術

RSS研究 이후 팔목할 만한 진전을 보여 온 重大事故 現象이해와 해석기술은 대체로 Source

Term Code Package에 반영되어 있다. f.p.의 화학반응, 1차계통에서의 把持현상, aerosol의 거동 등이 그 대표적인 예라 하겠다. 그러나 아직도 自然循環현상, 격납용기 거동 등 불확실한 분야가 많이 남아 있는 실정이다. 표4에 APS가 계속적인 연구를 권고한 18개 기술분야와 U.S.NRC가 주요 불확실 분야로 선정한 8개 기술분야의 관계를 비교하였다. 두 기관은 現在의 解析技術의 評價에 意見의 일치를 보이고 있음을 알 수 있다. IDCOR도 이러한 의견에 대체로 同調하고 있다.

본란에서는 U.S.NRC가 NUREG-0956의 초안에서 현재의 source term해석기술중 不確實性

표4. APS가 권고한 18개 분야와 U.S.NRC가 선정한 8개 불확실 기술분야의 비교

APS Research Topic	NRC Major Area of Uncertainty*
1. Vaporization of Low Volatility fission Products	3. In-Vessel fission Product Release and Aerosol Generation
2. Thermal Hydraulics of the Core-concrete Interaction	5. Ex-Vessel Fission Product Release and Aerosol Generation
3. Release of Refractory Materials in the Core-Concrete Interaction	5. Ex-Vessel Fission Product Release and Aerosol Generation
4. Transport of Radionuclides through the Reactor	4. Retention of Fission Products in the Reactor Coolant System
5. Tellurium Behavior	3. In-Vessel Fission Product Release and Aerosol Generation
6. Release of Volatile Forms of Iodine	**
7. Damage Progression in the Core	2. Core Melt Progression
8. Fragmentation of the Corium at Reactor Pressure Vessel Melt-Through	7. Containment Pressure Loads
9. Research on Containment Breach	7. Containment Pressure Loads
10. Containment Failure Modes	8. Containment Failure Modes
11. Generation Mechanisms for Aerosols	5. Ex-Vessel Fission Product Release and Aerosol Generation
12. The Effectiveness of Suppression Pools and Ice Beds	6. Scrubbing Efficiency of Suppression Pools and Ice Compartments
13. Growth and Deposition of Aerosols	**
14. Change of Sequence by Fission Product Heating	4. Retention of Fission Products in the Reactor Coolant System
15. Intercomparison of Aerosol Codes	**
16. Aerosol Deposition on Pipes	**
17. Natural Circulation Research	1. Natural Circulation in the Reactor Vessel
18. Integrated Severe-Accident Code	**

이 크다고 밝힌 8개의 主要 技術分野의 현황에 관하여 APS, IDCOR 및 U.S.NRC측의 의견을 종합하여 記述하고자 한다.

(1) 원자로 용기내의 자연순환

원자로 용기 upper plenum등의 1차 냉각 계통에서의 자연순환 현상으로 인하여 사고시 노심 가열속도, 수소발생, f.p.의 방출 등은 크게 달라질 수 있으며 냉각배관 및 S/G 등의 온도증가로 사고경위 자체가 달라질 수 있다. 특히 TMLB와 같은 고압 사고시 고려되어야 할 중요한 현상이지만 계산상의 복잡성 때문에 MARCH, MERGE 등 열수력코드 및 SCDAP²⁹⁾, MELPROG³⁰⁾등 현 중대사고 전산코드에서는 고려되지 않고 있다. U.S.NRC는 자연순환이 source term결정에 미치는 영향을 평가하기 위하여 자연순환을 고려한 COBRA-NC와 MELPROG 코드를 사용한 열수력 계산결과를 비교·분석하는 등 해석적 평가방법에 중점을 두고 있다.

(2) 노심용융현상 및 수소발생³¹⁾

노심내 사고현상은 이후 사고진행 과정에 결정적인 영향을 끼치고 source term기술분야중 최대의 불확실성을 내포하고 있으며 U.S.NRC의 “중대사고연구 프로그램(SARP)”의 핵심 연구분야이다. PBF, ACRR, NRU 등에서 종합적인 실험이 수행되었고 독일 KfK 등의 노외시험 등의 결과로 대규모의 노심 용융(liquefaction) 이전의 가열 산화현상 등의 이해에 많은 진전이 이루어져 SCDAP, MELPROG 등의 최적평가용 전산코드에 반영되고 있다. 그러나 노심의 용융·강하(slump) 등의 제반현상, 특히 Zr산화(그에 따른 수소발생), 용융물의 최대 온도 등에 관한 이해와 실험자료가 불충분한 실정이다. 최근의 연구결과는 source term코드(즉 MARCH)1 거의 반영되어 있지 않다. IDCOR도 손상노심의 강하(slumping)모드가 더욱 자세히 규명되어야 한다는 데에는 동의하고 이의 해석 모델 개발에 주력하고 있다.

(3) 爐容器 f.p. 放出 및 aerosol 生成

CORSOR 코드의 放出모델은 RSS 이후 ORNL, KfK 등에서 수행된 實驗資料에 근거를 두고 개발되었으나, 오직 핵연료 온도의 함수로서의 경험식을 사용하고 있다.

그러나 현재까지의 實驗結果에 의하면, 계통 압력, 水素와 증기의 구성비, 핵연료 연소도, 특정 온도에서의 경과시간 等도 f.p. 放出量 決定에 매우 重要な 變數로 알려져 있다. Te放出현상과 Ag-In-Cd 조절봉의 증기화로 인한 aerosol 형성도 CORSOR코드에서 매우 간략하게 취급되어 있어 이에 관한 실험이 요구된다.

(4) 1차 냉각계통 內 f.p.의 파지 및 재증발

1차 냉각계통(RCS)내에서의 f.p.把持(retention)현상은 RCS에서 고려되지 않았던 가장 중요한 source term 감소 원인 중의 하나이며 현재 TRAP-MELT 전산코드에 의해 취급되고 있다. TRAP-MELT에서 고려되는 파지현상으로서 aerosol의 agglomeration(Brownian, 중력, 난류 등 3개 mechanism) 및 附着(정착, thermophoresis, 충돌, 난류 등 4개 mechanism), 휘발성 물질의 응축(condensation) 및 증발, 化學反應이 活潑한 물질의 chemisorption 등이 있다.

RCS表面에 부착된 f.p.의 붕괴열에 의하여 f.p.(특히 휘발성의 f.p.)는 재증발할 가능성이 있고 이의 해석을 위하여 MERGE와 TRAP-MELT의 同時 連結이 진행되고 있다. 그러나 f.p.간의 또는 f.p.와 RCS表面간의 化學反應에 의한 증기압의 변화 효과는 아직 충분히 규명되지 않고 있다.

(5) 노심-콘크리트 反應에 의한 f.p. 방출 및 aerosol 生成

격납용기 파손 시 노심-콘크리트 반응에 의한 저휘발도의 f.p. 방출은 source term평가에 큰 영향을 미칠 수 있다. 따라서 APS(American Physical Society)는 이를 가장 불확실한 분야의 하나로 지정하고 이의 계속적인 연구를 권고하고 있다. BMI-2104연구에 의하면 노심-콘크리트 반응시 Sr, Ba 등 알칼리 토금속과 Ce, Np, Pu, La 等の 희토류 원소의 방출량은 RSS에서 가정된 것보다 5~10배 큰 경우도 있었다.

CORCON 및 VANESA에서는 비교적 그 이론이 정립된 물리·화학적 해석모델을 사용하고 있으나 모델검증을 위한 개별효과 실험이 충분하지 못하며 자체적인 코드검증을 위한 종합적인 실험은 전혀 없는 형편이다.

(6) Suppression Pool 및 Ice Compartment의 Scrubbing Efficiency

RSS연구 이후 최대의 기술적 진전을 이룬 분야는 격납용기에서의 aerosol 거동 해석 분야라고 할 수 있다. 현재 관계 전문가들은 증기 현상, 해석모델의 타당성, 필요한 실험자료 등에 대체로 동의하고 있다.

Spray에 의한 aerosol 제거 현상은 풍부한 실험 자료에 의해 그 해석모델이 정립되어 있으나 Suppression pool이나 ice compartment에서의 decontamination factor에는 아직도 많은 불확실성이 내포되어 있다.

(7) 격납용기의 압력부하

중대사고時 격납용기의 건전성을 위협하는 압력부하의 주요 원인으로서는 水素연소 및 폭발, 용융노심과 콘크리트의 반응에 의한 기체생성, 용융노심과 냉각수의 반응에 의한 증기폭발 및 노용기 관통時 용융노심의 분출로 인한 격납용기의 직접가열(direct heating) 등이 있다.

최근 U.S.NRC 후원의 CLWG는 수소 연소에 의해 ice condenser 격납용기는 早期에 파손될 수 있다고 평가하였으나 IDCOR는 격납용기 內에서의 자연순환 및 강제순환으로 水素농도는 비교적 均一하여져 점진적인 수소연소가 발행하여 격납용기는 파손되지 않는다는 입장이다. 용융노심과 냉각수와의 반응시 격납용기 건전성을 위협할 정도의 증기폭발 발생가능성은 매우 희박한 것으로 대부분의 전문기관은 보고 있으나 아직도 뚜렷한 이론이 정립되지 않아 그 가능성을 완전히 배제할 수 없는 실정이다.

모든 형태의 원자로와 격납용기에 공히 위협이 될 수 있는 부하로서 소위 direct heating현상이 있다. TMLB와 같은 高壓事故에서 爐용기가 파손될 때 노심 용융물은 급격히 분출되고 원자로 cavity를 통하여 격납용기 대기중에 확산되어

격납용기 대기를 직접 가열시킬 수 있는 것이다. 또한 노용기 파손 時까지 高壓의 제동압력이 유지되는 지의 여부에 대해서 집중적인 연구가 이루어지고 있다.

(8) 격납용기 파손형태

BMI-2104연구에서는 격납용기에 부과되는 열수력 부하가 入力值를 넘어서게 되면 격납용기는 일시에 붕괴되는 것으로 가정하였다. 그러나 계산된 열수력 부하나 파손 기준은 실질적인 근거가 없을 뿐 아니라 격납용기도 특정압력에 일시에 붕괴하기 전에 격납용기 관통부위 등에 누출현상이 발생한다고 알려져 있다. 앞으로 이러한 "leak before break" 개념의 실험적인 규명 과 해석모델의 개발은 source term 결정에 최대의 과제로 남아 있다.

다. 評價結果의 比較

원자력 발전소의 사고시 source term은 각 발전소, 각 사고경위별로 큰 차이가 있어 source term 계산 결과를 비교하는 것은 매우 어렵다. 同一 발전소에서 동일 사고 경위를 해석하였다 하더라도 계산과정에서 사용된 가정이나 해석모델에 차이가 있기 마련이다. 또한 현재 source term평가기술의 不確實度를 고려할 때 source term 계산치 그 자체는 큰 의미를 가질 수 없다. 그러나 평가 결과의 定性的인 比較·考察에 의해 source term 특성이 이해될 수 있다.

본 란에서는 우선 Surry 발전소에서의 source term 및 위험도에 관한 BMI-2104 연구결과와 EPRI 후원으로 Science Application International이 수행한 계산결과(EPRI NP-4096)³²⁾를 RSS평가치와 비교한다. 또한 Soquoyah발전소(ice-condenser PWR)에서의 TMLB'(발전소 전원상실사고) source term 등에 관한 BMI-2104 계산결과와 IDCOR 계산결과를 비교한다.

BMI-2104연구에서는 전산코드체계의 해석능력 검증을 위하여 5개 발전소의 source term이 계산되었다.(표2 참조) Surry발전소의 경우 주요 사고경위로서 선정·평가된 것들은 다음과 같다.

- 대형파단 LOCA시 교류전원 상실사고(AB)

는 발생확률이 극히 작아 ($10^{-10}/\text{yr}$) 위험도상 중요하지 않으나 계통압력이 낮은 사고 조건에서의 급격한 노심용융, 격납용기의 조기 파손 등에 대한 전산코드의 계산성능을 시험하기 위해 평가되었다.

- Interfacing system(containment bypass) LOCA(V)는 고압의 RCS와 LPIS(Low Pressure Injection System)사이에서 위치한 check valve가 고장났을때 설계 압력이 낮은 LPIS 배관은 파열되고 f.p.는 격납용기를 bypass하여 aux. building으로 방출되는 사고를 말한다. aux. building구조, 사고시 LPIS배관이 물에 잠기느냐의 여부에 따라 f.p. 방출량은 크게 달라지며 RCS에서의 f.p. 이송·附着現象이 매우 중요하다.

- Station blackout(TMLB')사고는 RSS연구에서 PWR발전소 위험도상 가장 중요한 사고경위로 주목된 것이다. 과도상태시(T) 증기발생기 주급수(M) 및 보조급수가 상실(L)되며 교류전원도 상실(B')되어, 노심냉각능력은 상실되고 격납용기 안전설비도 작동치 않는다고 가정된다. 사고시 계통압력은 매우 높으며 (가압기 PORV 설정압력) 가압기 또는 노용기를 통하여 방출될 수증기, corium 및 f.p.는 격납용기내 압력을 상승시켜 격납용기 파손으로 이를 수 있다.

표5는 Surry발전소의 source term 평가결과를 WASH-1400결과와 비교 하고 있다. 각 사고경위는 WASH-1400에서 분류된대로의 "방출 category"와 비교되었다. category2는 주로 수소 연소나 overpressure로 인한 격납용기 파손형태의 사고를 포함하여 원전 위험도상 가장 중요한 category이다. 표에서 주목할 만한 사항은 다음과 같다.

- source term은 사고경위마다 다르고 WASH-1400으로 부터의 감소폭도 일률적으로 정해질 수 없다. 다만 불활성 기체는 사고경위에 관계없이 대부분 방출된다.

- 격납용기의 파손모드에 따라 source term은 크게 달라진다. 대형파단 LOCA(AB)의 경우 수소연소(γ)로 인한 파손시(사고후 4.5시간 경과시 격납용기 파손) 방출량은 basemat 관통시(사고후 24시간 경과)의 방출량보다 10^3 배가량 큼을

볼 수 있다.

- Containment bypass LOCA(V)의 경우, LPIS배관이 자체의 파열부로부터 누출된 냉각수에 잠겨있는 실제현상을 고려할 때 방출량은 5배가량 감소됨을 볼 수 있다.

최근 EPRI(Electronic Power Research Institute)연구 결과에 따르면 TMLB'사고경위로 인한 격납용기의 파손은 전혀 발생치 않거나 최소한 12시간은 건섵성이 유지되며 방출량은 BMI-2104연구의 basement 용융관통 경우와 비슷하였다. V 사고경위의 경우도 LPIS 배관의 沈潛을 고려한 BMI결과와 유사하였다. U.S.NRC는 최근 재평가된 source term을 사용하여 Surry원전 위험도 재평가 작업을 수행하고 있다. 원전 위험도 평가의 한 요소인 사고발생확률의 재평가가 아직 완료되지 않아 RSS의 관련결과를 그대로 사용하는 반면, source term과 격납용기 거동에 관해서는 최근의 연구결과를 사용하였다. Surry 발전소의 위험도는 조기치사율(early fatalities)로 볼때 1/10 가량 감소하였으며 latent cancer fatalities로 볼때 1/5 가량 감소하였다. 최근 EPRI 연구결과에 의하면 사고경위의 발생확률도 재평가하여 원전 위험도를 평가할 때 조기치사율은 실질적으로 0(영)이었다.

IDCOR는 MAAP(Modular Accident Analysis Program)등 自體的으로 전산코드 체제를 개발하고 BMI-2104연구에서 평가된 5개 발전소 중에서 4개 유형의 발전소를 평가대상으로 선정하여 source term을 계산하였다. 또한 각 발전소에서의 사고경위도 계산결과를 비교하기 위하여 BMI-2104 연구에서 평가된 사고경위와 유사한 것들이 선정되었으나 계산과정에서 사용된 가정과 해석모델이 각각 달라서 직접적인 비교가 어렵다. 그러나 Sequoyah(ice condenser PWR) 발전소에서의 전원상실사고, Grand Gulf(BWR Mark III) 발전소의 ATWS와 붕괴열 제거능력 상실사고의 경우, BMI-2104연구와 IDCOR연구결과간의 비교가 가능하다. 표6은 이러한 세 사고경위의 비교·결과를 보여 준다. 일반적으로 Te방출에 관해 해석모델이 크게 다르다는 것을 볼 수 있다. 또한 Sequoyah발전소에서의 전원

표5. Surry가 발전소의 source terms 평가결과 비교

Accident Sequence	Containment Failure Mode	Release Time (hr)	Release Duration (hr)	Warning Time (hr)	Energy of Release (Calories/sec)	Release Fractions*						
						Noble Gases	Iodine	Cesium	Tellurium	Barium	Ruthenium	Lanthanum
SURRY PLANT												
Large LOCA (AB)	Hydrogen Burn (7)	4.5	3.0	**	**	0.8	5.7×10^{-2}	6×10^{-2}	1.4×10^{-1}	9.7×10^{-2}	2.4×10^{-3}	8.0×10^5
Station Blackout (TMLB')	Overpressure (8)	2.5	10.0	0.5	1.4×10^5	0.85	7×10^{-2}	5.8×10^{-2}	5.5×10^{-2}	1×10^{-2}	1.3×10^{-3}	1.7×10^{-4}
Containment Bypass LOCA (V)	Not applicable	1.0	2.0	0.8	2.4×10^5	1.0	8×10^{-2}	8×10^{-2}	2.5×10^{-2}	2.2×10^{-3}	1.3×10^{-4}	7.0×10^{-5}
Containment Bypass LOCA (V)	Not applicable	1.0	2.0	0.8	2.4×10^5	1.0	4×10^{-1}	4.0×10^{-1}	1.2×10^{-1}	1.1×10^{-2}	6.5×10^{-4}	3.5×10^{-4}
WASH-1400	PWR 2	2.5	0.5	1.0	1.2×10^7	0.9	7.0×10^{-1}	5×10^{-1}	3×10^{-1}	6×10^{-2}	2×10^{-2}	4×10^5
Large LOCA (AB)	Basemat melt-through (ε)	24.0	10.0	**	**	0.15	4.8×10^{-5}	4.7×10^{-5}	4.0×10^{-5}	4.9×10^{-7}	2.4×10^{-7}	3.6×10^5
Station Blackout (TMLB')	Basemat melt-through (ε)	12.0	1.0	10.0	7.8×10^4	0.8	2.8×10^{-3}	3.9×10^{-4}	8.5×10^{-2}	1.8×10^{-2}	3.3×10^{-6}	1.0×10^{-4}
WASH-1400**	PWR 6	12.0	10.0	1.0	0	0.3	2.8×10^{-3}	8×10^{-4}	1×10^{-3}	9×10^{-5}	7×10^{-5}	1×10^{-5}

상실사고의 경우 수소 발생량과 연소현상에 관한 해석모델의 차이로 격납용기의 破損時間이 약 10배 정도 差異가 있음을 볼 수 있다.

4. 結 論

1983~1984년에 걸쳐 U.S.NRC 후원으로 BCL(Battelle Columbus Laboratories)에 의하여 樹立된 BMI-2104 電算코드 體制는 그 解析모델 및 코드構成에 있어 꾸준히 개선·보완되어 현재 Source Term Code Package(STCP/MOD 1)라 불리우고 있으며 最近의 解析技術을 대체로 反映하고 있다. 현 時点에서 이의 規制活用에 대해서는 주로 코드의 檢證(validation)과 解析모델의 不確實性 문제 등 技術的인 문제와 政治的인 문제로 論亂이 되고 있으나 U.S.NRC는 조속한 시일내에 단계적으로 現 評價技術의 不確實性을 고려하여 規制活用을 實現하는 한편 立證研究(confirmatory research)도 계속 수행한다는 方針을 세우고 있다.

본문에서 기술한 source term 再評價 研究動向 및 技術現況에 대한 結論은 다음과 같다.

가. 評價技術

1986年初 現在, source term 評價技術은 Reactor Safety Study(WASH-1400)의 方法에 비하여 상당한 技術的 向上이 이루어 졌다. 핵분열생성물(특히 沃素)의 化學反應, 1차계통에서의 把持(retention)현상, aerosol의 舉動 등의 技術分野가 그 代表的인 例이다. 그러나 事故時 격납용기의 拳動, 原子爐容器內에서의 熔融進行過程 및 自然循環 현상 등은 아직도 不確實性이 커 이에 대한 集中的인 연구가 必要하다.

나. 評價結果

U.S.NRC 및 IDCOR(Industry Degraded Core Rulemaking)의 source term計算 結果, 原電 source term은 各 發電所의 상세한 설계 및 建設 사항에 따라 크게 달라 TID-14844나 Reactor Safety Study에서 처럼 一律的으로 規定할 수 없다는 것이 확실하여 졌다. 各 發電所의 대부분의 事故經緯에 대한 source term은 RSS의 評價價值보다 작았으며 이는 주로 격납용기 건물은

RSS에서 평가된 것보다 더 強하다는 事實과 핵분열생성물의 物理·化學的인 減衰現象이 再評價 계산에서 고려되었기 때문이다. 그러나 事故後 長時間 경과 時 原子爐容器 外에서의 爐心熔融物과 cavity의 콘크리트와의 反應 等에 의한 非揮發性 物質의 source term은 RSS評價價值보다 큰 것으로 평가되었다.

다. 研究 및 活用展望

1960年代 이후 原電 規制上 一律的으로 規定·適用되어 오던 事故時 source term은 最近 再評價 研究의 結果로 조만간 各 발전소의 개별적인 평가가 요구(또는 許容)될 전망이다. 또는 原電을 原子爐型(PWR 또는 BWR) 및 격납용기의 種類別로 分類하고 各 類型別 source term을 規定할 수도 있을 것이다.

이러한 변화는 두가지 重要的 結果를 초래할 것으로 예상된다.

첫째, RSS 評價方法을 代替할 Source Term Code Package의 活用은 PRA技法과 함께 原子力發電所의 危險度(risk)를 再評價하는 한편 경제적 改善방안을 導出하게 함으로써 原電 安全性 확보에 획기적인 轉期를 마련할 것이다.

둘째, TID-14844 등 規制上 過多하게 規定되어 있는 source term을 최적평가용 전산코드를 사용하여 보다 精確하게 算出함으로써 非常計劃, 安全設備의 設計基準 등의 修正에 따른 經費節減 效果를 가져올 수 있을 것이다.

參 考 文 獻

- 1) Code of Federal Regulations, Title 10 Part 100, "Reactor Site Criteria".
- 2) J.J. DiNunno et al., "Calculation of Distant Factors for Power and Test Reactor Sites", U.S.AEC, TID-14844, March 1962.
- 3) Reg. Guide 1.3, "Assumptions used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant Accident for Boiling Water Reactors", Rev. 2, U.S. NRC, June 1974.
- 4) Reg. Guide 1.4, "Assumptions used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant Accident for Pressurized Water Reactors", Rev. 2, U.S. NRC, 1974.
- 5) U.S. NRC, "Reactor Safety Study-An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear

- Power Plants", WASH-1400 (NUREG-75/104), October, 1975.
- 6) J.G. Kemeny, "Report of the President's Commission on the Accident at Three Mile Island", October 30, 1979.
 - 7) M. Rogovin, and G.J. Frampton, "Three Mile Island, A Report to the Commissioners and the Public", Volume 1, 1980.
 - 8) USNRC, "Technical Bases for Estimating Fission Product Behavior During LWR Accidents", NUREG-0772, June 1981.
 - 9) J.A. Gieseke et al., "Radionuclide Release Under Specific LWR Accident Conditions", Battelle Columbus Laboratories, BMI-2104, Vol. 1, Vols. II-VII, Draft, July 1983-February 1985.
 - 10) R.J. Lipinski et al., "Uncertainty in Radionuclide Release Under Specific LWR Accident Conditions", Sandia National Laboratories, SAND84-0410, Vols. 1-4, February 1985-July 1985.
 - 11) T.S. Kress, "Review of the Status of Validation of the Computer Codes Used in the Severe Accident Source Term Reassessment Study (BMI-2104)", Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-8842, April 1985.
 - 12) T.P. Speis, "Containment Loads Working Group Report", USNRC Report NUREG-1079, Draft.
 - 13) USNRC, "Containment Performance Working Group Report", NUREG-1037, Draft, May 1985.
 - 14) R. Wilson et al., "Radionuclide Release from Severe Accidents at Nuclear Power Plants", Report to the American Physical Society, Draft, February 1985.
 - 15) Technology for Energy Corp., "Nuclear Power Plant Response to Severe Accidents", Industry Degraded Core Rulemaking Program Technical Summary Report, prepared for Atomic Industrial Forum, November 1984.
 - 16) M.H. Fontana et al., "The IDCOR Program: Severe Accident Issues, Individual Plant Examinations, and Source Term Developments", IAEA Symposium on Source Term Evaluation for Accident Conditions, Columbus, Ohio, October 28-November 1, 1985.
 - 17) M.A. Kenton et al., "The MAAP · PWR Severe Accident Analysis Code", Proceedings of the International Meeting in LWR Accident Evaluation, Cambridge, 1983.
 - 18) U.S. NRC, "Reassessment of the Technical Bases for Estimating Source Terms", NUREG-0956, Draft, July, 1985.
 - 19) J. Mitchell, "Status of NUREG-0956," Severe Fuel Damage and Source Term Research Program Review Meeting, Oak Ridge, April 1986.
 - 20) M.L. Ernst, "Reference Plant Analysis:NUREG-1150," SFD/ST Program Review Meeting, Oak Ridge, April 1986.
 - 21) R.O. Wooton, P. Cybulskis, and S.F. Quayle, "MARCH2 (Melt-down Accident Response Characteristics) Code Description and User's Manual", Battelle Columbus Laboratories, NUREG/CR-3988, BMI-2115, September 1984.
 - 22) R.G. Freeman-Kelly and R.G. Jung, "A User's Guide for MERGE", Battelle Columbus Laboratories, NUREG/CR-4172, BMI-2121, March 1985.
 - 23) R.K. Cole, Jr., D.P. Kelley, and M.A. Ellis, "CORCON-Mod 2: A Computer Program for Analysis of Molten-Core Concrete Interactions", Sandia National Laboratories, NUREG/CR-3920, SAND84-1246, October 1984.
 - 24) A.G. Croff, "ORIGEN 2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials", Nuclear Technology, Vol. 62, September 1983, p. 335.
 - 25) M.R. Kuhlman, D.J. Lehmicke, and R.O. Meyer, "CORSOR User's Manual", Battelle Columbus Laboratories, NUREG/CR-4173, BMI-2122, March 1985.
 - 26) H. Jordan and M.R. Kuhlman, "TRAP-MELT 2 User's Manual", Battelle Columbus Laboratories, NUREG/CR-4205, BMI-2124, May 1985.
 - 27) D.A. Powers, J.E. Brockmann, and A.W. Shiver, "VANESA, A Mechanistic Model of Radionuclide Release and Aerosol Generation During Core Debris Interactions with Concrete", Sandia National Laboratories, NUREG/CR-4308, SAND85-1370, Draft.
 - 28) H. Bunz, M. Kayro, and W. Schoch, "NAUA-Mod 4: A Code for Calculating Aerosol Behavior in LWR Core Melt Accidents", KfK-3554, August 1983.
 - 29) G.A. Berna et al., "SCDAP/MODI/VO: A Computer Code for the Analysis of LWR Vessel Behavior During Severe Accident Transients", IS-SAAM, 84-002, Rev. 1, EG & G, July 1984.
 - 30) W.J. Camp et al., "MELPROG/PWR/MODO: A Mechanistic Code for Analysis of Reactor Core Melt Progression and Vessel Attack Under Severe Accident Condition", NUREG/CR-XXXXX, SAND 85-0237, Sandia National Laboratories, March 1985.
 - 31) 채성기 등, "重大爐心事故解析", pp. 71~90, 韓國에너지 연구소 彙報, vol. 5, No. 2, Dec. 1985.
 - 32) Science Applications International Corporation, "Surry Source Term and Consequence Analysis", EPRI NP-4096, June 1985.