

三菱次世代 PWR (NP-21) 向け安全システム及び機器の開発

Development of Safeguard System and Equipment
on Mitsubishi Next Generation PWR (NP-21)

技術本部 上野 隆 司*¹ 白石 直*²
渡 壁 寿 人*³
原子力事業本部 内藤 隆 司*⁴

当社は、改良型 PWR の次の時代を担う三菱次世代 PWR として、動的な安全システムと静的な安全システムを最適に組合せたハイブリッド安全システムを採用したプラント (NP-21) の開発研究を実施している。この安全システム概念は、国内 PWR 5 電力会社と共同で開発を進めている大出力次世代炉プラント安全システムの候補として展開している。本報では、NP-21 で採用を検討している静的炉心冷却系の熱流動試験と、静的なほう酸注入系の性能確認試験の結果を紹介する。(1) 静的炉心冷却系の採用によって事故時一次系ループ内の自然循環により炉心冷却が達成できる、(2) 減圧沸騰の原理を用いた静的なほう酸注入系の採用により事故時に原子炉冷却系にほう酸水を注入でき、炉心を臨界未満にできる、ことを確認した。

We are developing NP-21 adopted the hybrid safety system which combined a active safety system and a passive safety system optimally as the Mitsubishi next generation PWR after the advanced PWR (APWR). In this report, the integrated thermal-hydraulic test result of the core cooling system and the feasibility test results of the emergency boric acid system are reported. By the adoption of the horizontal type steam generator, it confirmed that the core is cooled by the natural convection after an accident. Also, it confirmed that boric acid water could be injected to the high-pressure reactor cooling system by the adoption of the tank which used the passive principle of the boiling and steam expansion due to depressurization.

1. ま え が き

改良型 PWR (APWR) の次の時代を担う 2010 年代以降に運転を開始することを目標とした三菱次世代 PWR として、NP-21 の開発研究を実施している。NP-21 の安全システム概念は、国内 PWR 5 電力会社と共同で開発を進めている大出力次世代炉プラント安全システムの候補として展開している。NP-21 は、機械的な動力を必要とする動的な安全システムと自然の力を利用した静的な安全システムを最適に組合せたハイブリッド安全システムを、安全システムの候補として検討している。本報では、NP-21 の安全システムの特徴である横型蒸気発生器を用いた事故時の静的炉心冷却系と、減圧沸騰型の静的なほう酸注入系の成立性確認試験の結果を紹介するものである。

2. ハイブリッド安全システム概念

NP-21 の設計目標である経済性の向上と安全性の向上とを両立するため、新しい概念である静的システムの利用について検討を行った。静的システムは重力や自然循環力、沸騰による蒸気の体積膨張等の自然の力をポンプ等の動的システムの代替の駆動源として利用することにより、動的な駆動設備や電源設備等の関連設備を削減でき、従来の動的システム主体の設備構成を簡素化できる可能性がある。ハイブリッド安全システムは、この静的安全システムと従来の動的な安全システムを組合せたもので、高い信頼性とシステム構成の簡素化という静的システムの長所と、これまでのプラントで十分な実績のある動的システムの長所を組合せたものである。

構築したハイブリッド安全システムの概要を図 1 に示す。動的な安全システムは充てん/高圧注入ポンプ、補助給水ポンプ及び余

熱除去ポンプ等で構成され、二次系の配管破断、外部電源喪失、蒸気発生器伝熱管損傷等のいわゆる Non-LOCA 事象を従来プラントと同様に終息することに用いる。静的安全システムは自然循環を得るために横型とした蒸気発生器、高性能蓄圧タンク、自動減圧系及び重力注入系等で構成される。これらの静的安全システムは、従来の緊急炉心冷却系に替って、一次冷却材喪失事故 (LOCA) 時に作動し、一次系、二次系の減圧、炉心への冷却水注入や蒸気発生器二次側への給水を行うように設計されている。また、長期的には従来の崩壊熱除去系に替って、一次系ループ内の自然循環

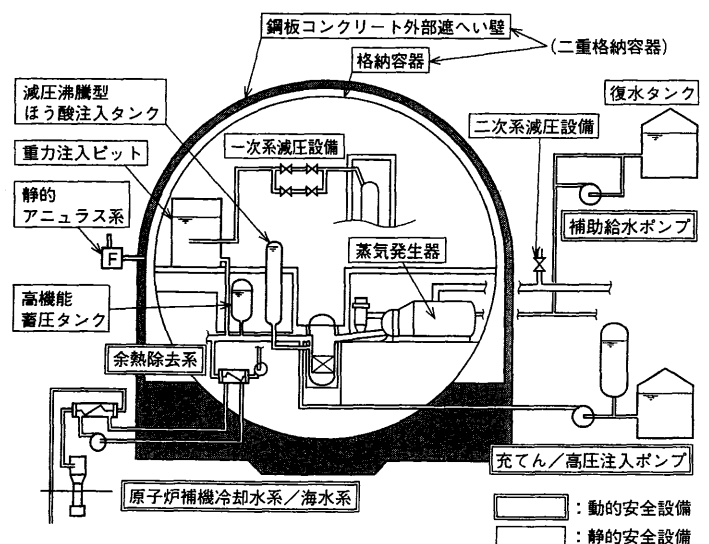


図 1 ハイブリッド安全システムの概要 次世代 PWR で採用したハイブリッド安全システム主要システム、機器を示す。
Overview of hybrid safety system

*1 高砂研究所原子力研究推進室 工博
*2 高砂研究所流体研究室主査

*3 高砂研究所流体研究室
*4 原子力技術センター軽水炉プラント技術部
軽水炉システム技術課主務

により、横型蒸気発生器を用いて炉心崩壊熱を静的に除去する。

また、一次系の過冷却事象時の炉心へのほう酸水注入による炉心の早期未臨界達成は、従来動的機器により行っていたが、設備簡素化を目的に減圧沸騰型ほう酸水注入系を用いて静的に達成する設計としている。

3. 静的炉心冷却系熱流動試験

NP-21では静的安全システムを用いて、LOCA後蓄圧タンクからの注水により炉心を再冠水し、その後重力注入ピットからの注水により一次系の保有水を回復することで、一次系の自然循環を確立し、蒸気発生器で炉心の崩壊熱を除去する設計としている。本試験では、このプロセスを模擬し、静的炉心冷却系の成立性を確認するとともに、特性に関するデータを取得することを目的に実施した。

3.1 試験装置

気液二相流の相似側に関しては既に幾つかの研究が報告されている⁽¹⁾⁻⁽³⁾。本試験に用いた装置 SLIM ループ (Simulation Loop for the Innovative Mitsubishi-PWR) はこれらを参考にして計画されており、基本的な考え方は次のとおりである。

- 自然循環の挙動を調べるため、主要な高さは実機と同一とする。
- ループ数は、LOCA時の健全ループ数が少なく、炉心冷却上厳しい条件となる2ループを模擬した。
- 容積スケール比は2ループ(60万kWe級プラントに相当)の1/1000とする。
- 水平配管については、Zuber⁽¹⁾の相似則を適用する。

Zuberの相似則を用いることによって、ホットレグ配管、コールドレグ配管内の流動様式の遷移条件、ここでは気泡流、スラグ流から層状流、波状流への遷移条件が模擬できる。

SLIMループの概要を、図2に示す。SLIMループは、実機と同様に模擬原子炉容器(1台)、加圧器(1台)、横型蒸気発生器(2台)、模擬一次冷却材ポンプ(2台)、模擬格納容器、一次系自動減圧システム及び蒸気発生器水室ベントシステム(2系統)から構成されている。また、実機と同様に蓄圧タンク及び模擬重

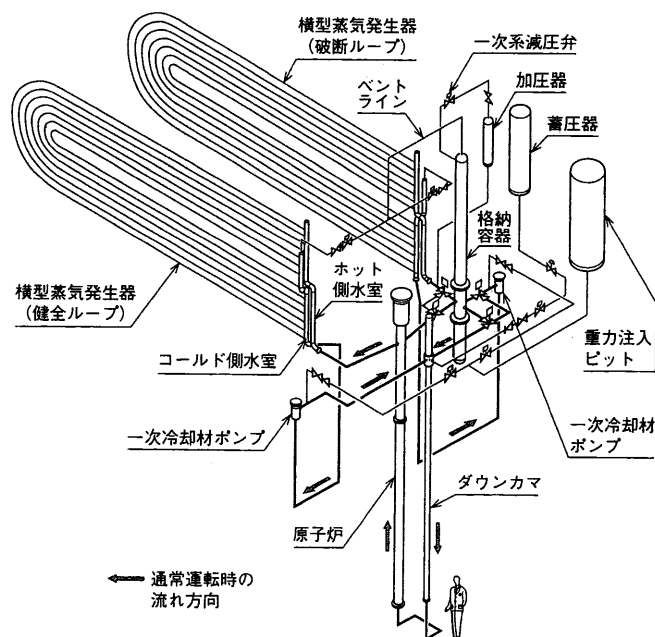


図2 静的炉心冷却系熱流動試験装置 静的炉心冷却系の熱流動試験を実施した装置 SLIM ループの概要を示す。
SLIM facility

力注入ピットが原子炉容器ダウンカマと一次冷却材配管(低温側)に接続されている。

SLIMループの主要機器の容積は、ほぼ容積スケール比でスケールダウンした。また、自然循環を模擬する観点からループ内の圧力損失についてもできるだけ実機に近くなるようにした。

ただし、ループ各部の圧力損失を実機と合せることは困難であるので、原子炉容器からSGを通して再び原子炉容器に戻る一巡する全力損失を実機と合せるようにした。

以下に主要機器の概要を述べる。

(1) 模擬原子炉容器

模擬原子炉容器(RV: Reactor Vessel)は実機の炉心、上部プレナム、頂部及び下部プレナムを模擬しており、炉心の発熱は電気ヒータで模擬した。

ヒータのサブチャンネルの等価直径は、実機燃料棒で形成されるサブチャンネルの等価直径と同一である。

また、原子炉容器のダウンカマは、実機の環状流路を円管で模擬し、RVの外部に設置した外配置式ダウンカマを採用した。

RVでは、各部の流体温度及びヒータの表面温度を計測するとともに、コラプス水位を計測した。ここで、コラプス水位とは実機の水位とは異なり、水中の蒸気泡を除いて水のみで形成される水位を指す。

(2) 蒸気発生器

蒸気発生器(SG)は、1基当たり7本の伝熱管から構成された横型SGとした。伝熱管の径は実機と同等であり、また、自然循環水頭を模擬する観点から、最外周伝熱管の曲げ半径は実機と同一にした。

SGでは、各伝熱管での熱交換量を計測するとともに、水室水位としては高温側及び低温側両者のコラプス水位を計測した。

以上述べたSLIMループの実機模擬性を確認するため、SLIMループと実機の自然循環特性を既存のLOCA解析コードで解析し、SLIMループの実機模擬性が良いことを確認した。

3.2 試験結果

3.2.1 小LOCA試験

小LOCA試験の主な目的は、一次系自動減圧システム(ADS: Automatic Depressurization System)及びSG冷却により一次系が順調に減圧でき、重力注入ピットからの重力による炉心への冷却水注入が実現できることを確認することである。

試験結果を図3に示す。5min経過時点でADSを開にし、減圧を開始することにより蓄圧タンクからの注水が開始した。一次系圧力は順調に減圧され、蓄圧タンクからの注水が終了する以前に重力注入ピットからの注水が始まっている(約4min経過時点)。このことによって、小LOCA時に炉心への冷却水注入が順調に継続されることを確認した。

3.2.2 大LOCA試験

大LOCA時には、破断口からの一次系水の流出による保有水の減少によって一次系の自然循環が一時期停止するか、又は流量が大きく低下することが予想される。大LOCA試験の目的は、重力注入ピットからの注水で保有水が確保されることによって自然循環が回復し、SGによる冷却が行われることを確認することにある。SG冷却の回復に期待するという観点からは、破断側SGの冷却が期待できない高温側破断の方が条件として厳しいことから、以下に大LOCAの高温側破断試験の結果について述べる。

試験結果を図4に示す。図4から分かるように、一次系の自然循環は一度ほぼ完全に停止する[図4(a)の初期から170min経過

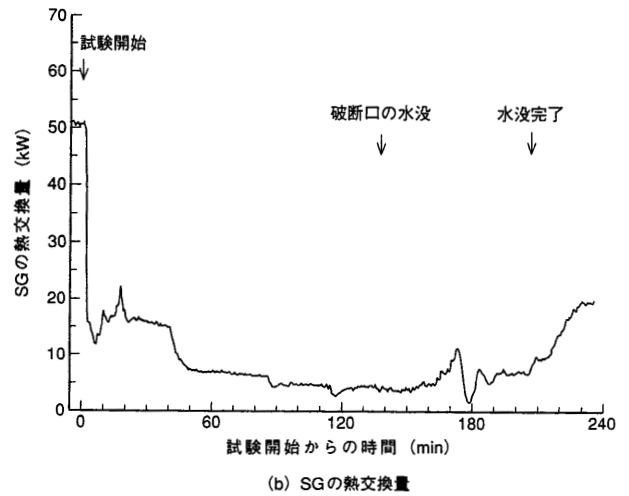
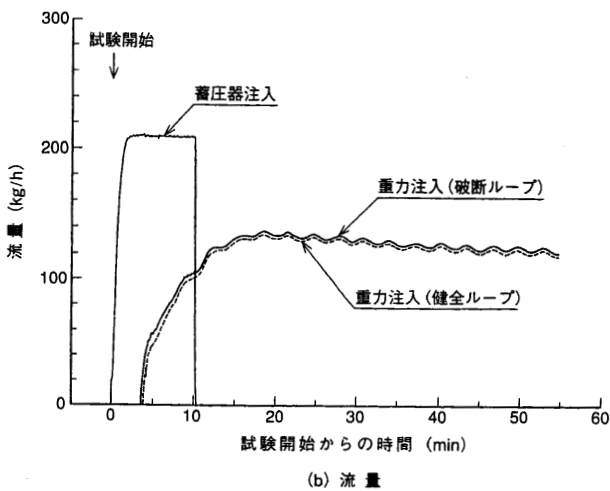
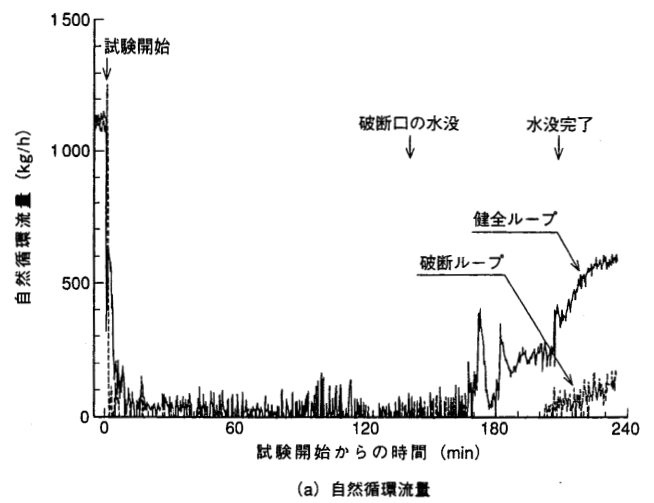
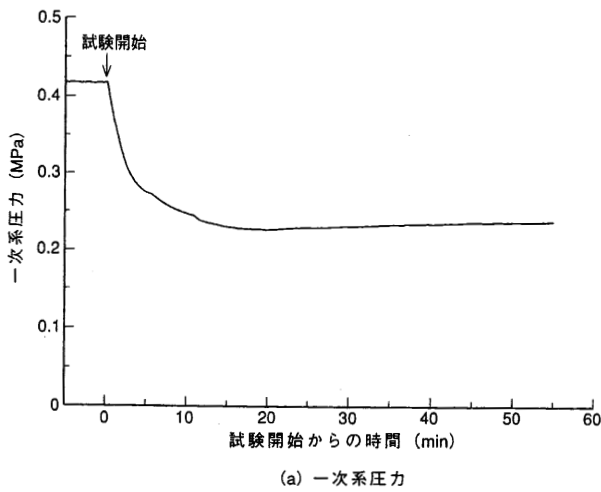


図3 小LOCA試験結果 静的炉心冷却系熱流動試験の小LOCA試験での一次冷却系圧力と注入流量を示す。
Test results of small break LOCA

図4 大LOCA試験結果 静的炉心冷却系熱流動試験の大LOCA試験での一次冷却系循環流量と蒸気発生器の除熱量を示す。
Test results of large break LOCA (hot leg break)

まで]. その後、破断口からの一次系冷却水、重力注入水の流出に伴う格納容器 (CV: Containment Vessel) 内水位の上昇によって、破断口が水没するとしばらくして自然循環が再開している。自然循環の停止期間中は、重力注入ピットからの注入により一次系への注入が継続され、炉心で発生した蒸気はSGに流込み、SGでの除熱が継続して行われている。破断口水没に伴って自然循環が再開されると、SGでの除熱量が増加し、長期的に炉心の冷却が確保される。

4. 減圧沸騰型ほう酸注入系性能確認試験

4.1 系統構成と原理

減圧沸騰型ほう酸注入系の系統構成を図5に示す。タンク内のほう酸水は、ヒータで加熱された高温層部と加熱されていない低温層部から成る。本系統は、事故時に一次冷却系が減圧し高温層部の飽和圧力を下回ると、高温層部で減圧沸騰が起り蒸気の発生に伴う体積膨張によって、低温層部のほう酸水を炉心へ注入するものである。このような原理の減圧沸騰型ほう酸注入系は、機械的な可動部がないだけでなく駆動用に加圧ガスを用いていないので、不凝縮性ガスが炉心へ混入することがなく高い信頼性が得られる。

4.2 試験

減圧沸騰型ほう酸タンクをNP-21の安全注入設備として適用す

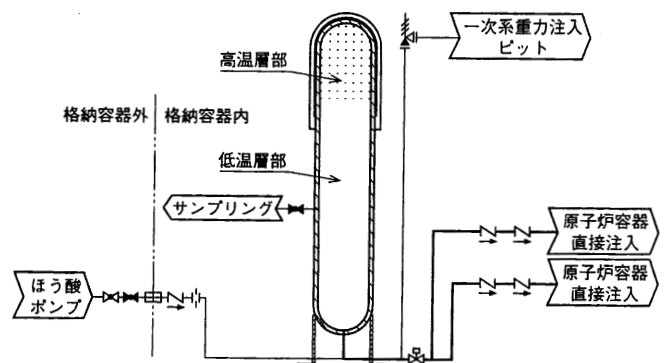


図5 減圧沸騰型ほう酸注入系の系統構成 減圧沸騰型ほう酸注入タンクを用いたほう酸注入系の系統構成を示す。
Advanced boron injection system

るために、温度成層界面 (高温層部と低温層部の境界面) が十分安定し注入が想定どおり行われることを確認するために基本特性試験及び性能確認試験を実施した。

4.2.1 基本特性試験

タンクの高さが実尺、直径が1/5縮尺のモデルを用い、鉛直方向のみの一次元的な温度成層界面の安定性と注入特性を確認するために高温水温度が180℃の大気開放試験を行った。

試験タンクの高さは9880mm、直径は284mmである。試験タ

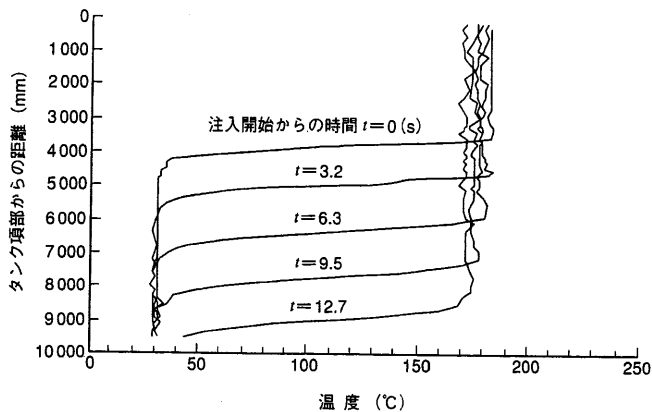


図6 基本特性試験結果(注入時の温度分布過渡変化) 減圧沸騰型
ほう酸注入系の基本特性試験で得られた、注入時のタンク高さ方向温度
分布の過渡変化を示す。
Test results of feasibility test (temperature distribution)

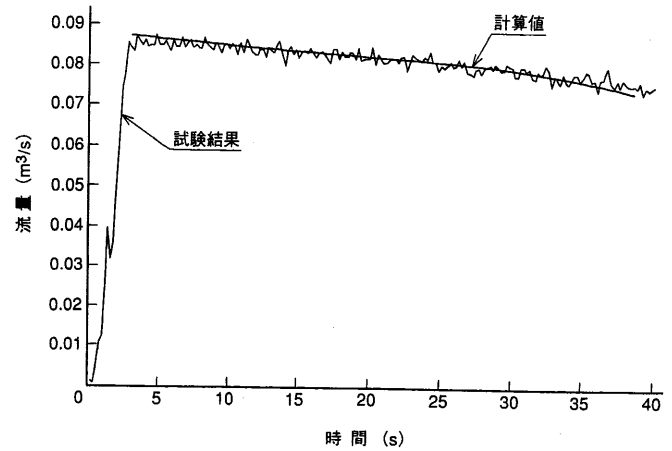


図7 性能確認試験結果と計算モデル結果の比較(注入流量) 減圧
沸騰型ほう酸注入系の性能確認試験で得られた、注入流量と計算結果の
比較を示す。
Test results of performance test (injection flow rate)

ンクの上には昇温と温度分布維持を行うヒータを設けている。

高温水部のタンク外面は、保温のため厚さ 50 mm の保温材で覆われている。注水配管は内径 78 mm で、出口には注入試験を開始するためのボール弁と配管抵抗を合せるための玉型弁及び流量計測用のオリフィスがある。また、タンク頂部には水の体積膨張分を逃がすための膨張タンクがある。

試験装置には圧力、温度、水位(差圧)センサを取付け、ボール弁開とともに時々刻々の過渡パラメータを計測した。これらの各種パラメータは A/D 変換器を介してオンラインでパーソナルコンピュータに取込んだ。

注入時のタンク内の温度分布が確立した後、注入配管に設けた弁を開放した注入モードにおけるタンク高さ方向温度分布の過渡変化を図 6 に示す。高温層部と低温層部の間に存在する遷移層は、比較的薄く温度こう配の大きな温度境界を維持したまま下方へ下がっており、注入時にも温度境界での流体の混合がほとんどなく安定した注入が行われることを確認した。

注入流量の過渡変化は、注入流量が小さいほど流量低下のこう配が小さくなっており、設計上問題となるような事象が生じていないことを確認した。

4.2.2 性能確認試験

基本特性試験では小口径のタンクを用いたが、性能確認試験では実機相当口径タンクでの温度成層界面の安定性と注入特性を確認するために、タンクの高さが約 1/2 縮尺、直径がほぼ実尺のモデルを用い、高温水温度が最高 253°C、放出先圧力が大気圧及び 2 気圧の各条件で試験を行った。

性能試験装置の主要部である試験タンクの高さは 6 120 mm、直径は 1 100 mm であり、注入配管は内径 77 mm である。その他、装置系統構成は基本特性試験装置と同様である。

試験は、ほう酸注入タンクの圧力及びタンク水位降下速度をパラメータとして実施した。その結果、以下事項を確認できた。

- ほう酸水放出時、鉛直方向温度分布のひずみは小さく温度成層界面での流体の混合がほとんどなく安定した注入が行われる。
- 注入時、水平方向に大きな温度差が生じることなく水平方向にも安定した注入が行われる。

●図 7 に示すように、計算モデルで求めた注入特性は、壁面への蒸気の凝縮熱伝達を考慮することにより、試験結果とほぼ一致する。

4.3 まとめ

減圧沸騰の原理を利用した安全注入設備の開発に関し、タンクの高さを模擬した基本特性試験により鉛直方向の一次元的な温度成層界面の安定性と注入特性を確認し、成立性の見通しを得た。さらに、実機に近い条件(タンク形状、高温・高圧条件)を模擬した二次元的な温度成層界面の安定性と注入特性を総合的に確認し、実機への適用性を確認した。

5. む す び

三菱次世代 PWR (NP-21) 向けに開発しているハイブリッド安全システムの特徴的な新技術について、試験によりその成立性を確認することができた。

横型蒸気発生器を用いた事故時の静的炉心冷却系については、自然循環除熱の性能、炉心への冷却水注入特性に関するデータを取得し、システム概念の成立性を確認した。また、減圧沸騰を利用したほう酸注入系については、注入特性についての試験を実施し、その概念の成立性を確認することができた。

以上、安全システム概念の成立見通しが得られたため、今後、より詳細な検討を進めていく。

参 考 文 献

- (1) Zuber, N., NUREG-0724 (1980)
- (2) Kocamustafaogullari, Ishii, M., NUREG-GR-3420, ANL-83-61 (1993)
- (3) Ishii, M. Kataoka, Nuclear Engineering Design 81 (1984) p.411-425