

PEMANFAATAN METODA *RELATIVE VOLATILITY* UNTUK PERHITUNGAN SUKU SUMBER REAKTOR DAYA TIPE PWR

Jupiter Sitorus Pane dan Surip Widodo

Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir (PTRKN) – BATAN
Kawasan PUSPIPTEK Gd. 80, Serpong, Tangerang Selatan, BANTEN.
Telp.: 62-21-7560912, Fax.: 62-21-7560913, Kode Pos : 15310
e-mail: jupiter_pane@batan.go.id

ABSTRAK

PEMANFAATAN METODA *RELATIVE VOLATILITY* UNTUK PERHITUNGAN SUKU SUMBER REAKTOR DAYA TIPE PWR. Kebutuhan estimasi fraksi pelepasan radionuklida yang mungkin keluar dari kecelakaan suatu Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir secara cepat sangat diperlukan untuk evaluasi desain keselamatan radiasi suatu reaktor daya dan melakukan analisis lepasan radionuklida ke atmosfer saat terjadi kecelakaan. Salah satu metode estimasi yang dapat digunakan adalah dengan menggunakan pendekatan *Relative Volatility* oleh Kess dan Booth. Tujuan penelitian ini adalah untuk mengimplementasikan metode estimasi *Relative Volatility* terhadap desain AP1000 dengan terlebih melakukan pengujian terhadap program perhitungan yang terdapat pada dokumen IAEA TECDOC 1127. Sebagai input digunakan data fraksi bakar elemen bakar, waktu *blowdown*, *specific heat transfer* dari bahan bakar ke kelongsong dan debit air pendingin yang berasal dari reaktor PWR Surry untuk pengujian dan AP1000 untuk implementasi. Hasil perhitungan menunjukkan bahwa total waktu pemanasan adiabatik sampai mulai terjadinya pelelehan untuk input dari AP1000 berada pada rentang hasil perhitungan yang dilakukan oleh perancang AP1000, namun terdapat perbedaan yang cukup signifikan pada perhitungan fraksi lepasan. Hal ini menunjukkan bahwa modifikasi terhadap model *Relative Volatility* masih diperlukan untuk fraksi bakar yang tinggi. Perbandingan dengan menggunakan model lain seperti CORSOR-M, SASCHA dan NUREG 0772 menunjukkan adanya kedekatan hasil untuk beberapa kelompok radionuklida seperti Gas Mulia, Iodine, dan Cesium.

Kata kunci: suku sumber, *relative volatile*, fraksi pelepasan, PWR.

ABSTRACT

THE USE OF *RELATIVE VOLATILITY* METHOD TO CALCULATE SOURCE TERM OF PWR TYPE REACTOR. The need for fast estimation of radionuclide release fraction out of nuclear power during accident is considered necessary for the evaluation of radiation safety design of the power reactor as well as to conduct fast analysis of radionuclide release into the atmosphere. One of the estimation method used is *Relative Volatility* approach by Kess and Booth. The purpose of this research is to implement *Relative Volatility* method on the AP1000 design after validating the source program published in IAEA TECDOC 1127. The input to the estimation include burn up, blow down time, specific heat transfer of fuel to cladding, and coolant debit of PWR Surry for validation and AP1000 for implementing. The results showed that calculated total period of adiabatic heating to the starting of fuel meltdown is between the estimation value of the AP1000 designer, but significant deviation on the calculated release fraction. It means that a modification on *Relative Volatility* method is still needed for implementing it in high fuel burn-up. The comparison of the result against model of CORSOR-M, SASCHA and NUREG 0772 had shown a closed result for some radionuclide such as Noble Gas, Iodine and Cesium.

Keywords: source term, *relative volatility*, release fraction, PWR.

PENDAHULUAN

Estimasi besar suku sumber yang mungkin keluar dari kecelakaan suatu Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir sangat diperlukan pertama untuk evaluasi desain sistem keselamatan radiasi suatu reaktor daya dan, kedua, melakukan analisis terhadap pelepasan radionuklida ke atmosfer dalam penelitian manajemen kecelakaan parah. Berbagai metode perhitungan dan penelitian telah dilakukan berkaitan dengan penelitian kuat sumber, antara lain penggunaan kode program ORIGEN-2 untuk menghitung inventori bahan bakar, FASTGRASS, RELAP/SCDAP ART MOD, SASPROG, NUREG 0772 untuk menghitung lepasan produk fisi dari elemen bakar yang sudah teriradiasi, transport produk fisi dalam sistem pendingin ke bejana tekan dan pengungkung, telah menunjukkan hasil yang beragam^[1,2,3,4]. Jepang melalui program VEGA telah mengembangkan model pelepasan produk fisi dengan meningkatkan kode program ART^[5].

Sejalan dengan tugas dan fungsi Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir sebagai organisasi pendukung teknis dalam mempersiapkan pembangunan PLTN di Indonesia maka penguasaan teknik estimasi suku sumber ini sangat relevan untuk dikuasai dan dikembangkan, dimulai dari estimasi inventori, pelepasan awal dalam bejana tekan (*early in vessel release*), pelepasan akibat interaksi bahan bakar yang meleleh dengan beton dasar dibawah bejana tekan (*ex-vessel release*), pelepasan susulan dalam bejana tekan (*late in-vessel release*) dan terakhir penanganan radionuklida di dalam pengungkung.

Dalam penelitian ini akan dilakukan estimasi suku sumber untuk pelepasan awal dalam bejana tekan (*early in vessel release*). Salah satu metode estimasi suku sumber yang digunakan IAEA untuk perhitungan cepat adalah dengan menggunakan pendekatan termohidraulik umum dan *Relative Volatility* (Volatilitas Relatif) dan divalidasi dengan menggunakan pendekatan korelasi empiris CORSOR-M yang merupakan pendekatan utama dalam kode program MELCOR.

Tujuan penelitian ini adalah untuk mengimplementasikan metode *Relative Volatility* untuk perhitungan fraksi pelepasan radionuklida untuk AP1000 dengan terlebih dahulu melakukan pengujian terhadap program yang terdapat dokumen IAEA^[1]. Untuk pengujian program akan digunakan input data dari reaktor PWR Surry seperti yang terdapat pada contoh dalam dokumen sedangkan implementasi untuk reaktor AP1000 akan menggunakan data termohidraulik AP1000. Hasil perhitungan ini kemudian dibandingkan dengan hasil-hasil penelitian lain seperti yang digunakan dalam program SASCHA dan NUREG 0772.

Program estimasi *Relative Volatile* ini cukup fleksibel karena pemrogram dapat memodifikasi sendiri programnya untuk disesuaikan dengan jenis reaktor yang akan dievaluasi sehingga pemanfaatannya dapat lebih luas. Oleh karena itu penulis memandang perlu memahami lebih jauh metode pendekatan sederhana ini yang untuk selanjutnya dapat dikembangkan dan digunakan sebagai dasar perbandingan dalam memahami program lain yang lebih kompleks.

TEORI

■ Estimasi fraksi pelepasan radionuklida dengan pendekatan *Relative Volatility*

Dalam pendekatan ini secara termohidrolik teras reaktor diasumsikan mengalami kehilangan pendingin akibat pecahnya pipa pada sistem primer dan diikuti dengan padamnya reaktor. Periode pendinginan saat turunnya air disertai dengan kegagalan pendingin darurat disebut sebagai waktu *blowdown* dan rata-rata suhu puncak kelongsong pada saat itu sekitar 1000 °F atau 538° C. Karena saat itu reaktor sudah padam maka proses pemanasan terjadi disebabkan oleh karena adanya panas sisa (*decay heat*) pada bahan bakar nuklir.

Pada saat suhu mencapai tinggi sekitar 1500 K (1227°C) terjadi reaksi oksidasi eksotermis antara uap air dengan Zirconium yang menghasilkan Hidrogen dan panas. Selama proses oksidasi ini disebut kenaikan panas oleh oksidasi Zirconium. Bila tidak terjadi pengisian air yang cukup maka pemanasan akan terus meningkat hingga mencapai suhu pelelehan teras dan kondisi ini akan bertahan sampai semuanya meleleh atau terhenti oleh intervensi sistem keselamatan. Suhu pada kondisi ini adalah tetap dan waktu ini disebut *hold time*.

Besarnya pemanasan oleh sisa panas dan oksidasi Zirconium akan sangat tergantung dari desain reaktor itu sendiri. Oleh karena itu dengan menggunakan program ini dapat diperkirakan besar fraksi pelepasan suku sumber dari berbagai jenis desain reaktor yang akan dievaluasi secara cepat. Diagram proses perhitungan fraksi pelepasan radionuklida dapat dilihat pada Gambar 1.

Waktu *blowdown*

Estimasi *waktu blowdown* dilakukan dengan memodelkan aliran sebagai aliran dua fasa tersedak yang tergantung pada sistem depressurisasi (seperti urutan dan waktu buka katup) *orifice* dan ukuran pipa dan dinamika *blowdown* yang terkait. Secara umum *blowdown time* berkisar 0-20 detik^[1].

Waktu mulai tidak tergenangi (*uncovery*)

Waktu mulai pembukaan teras ditentukan oleh tingkat panas sisa (*decay heat*) sesuai dengan spesifikasi daya dan fraksi bakar dan jumlah air yang secara desain tersedia dalam Sistem Pendingin Reaktor pada kecelakaan kehilangan pendingin .

Penaikan waktu suku pendidihan berikut, T_u , dihitung dengan persamaan (1),

$$\int_{T_{bd}}^{T_u} Q(t) dt = \omega \Delta H_{fg} \dots\dots\dots(1)$$

dengan,

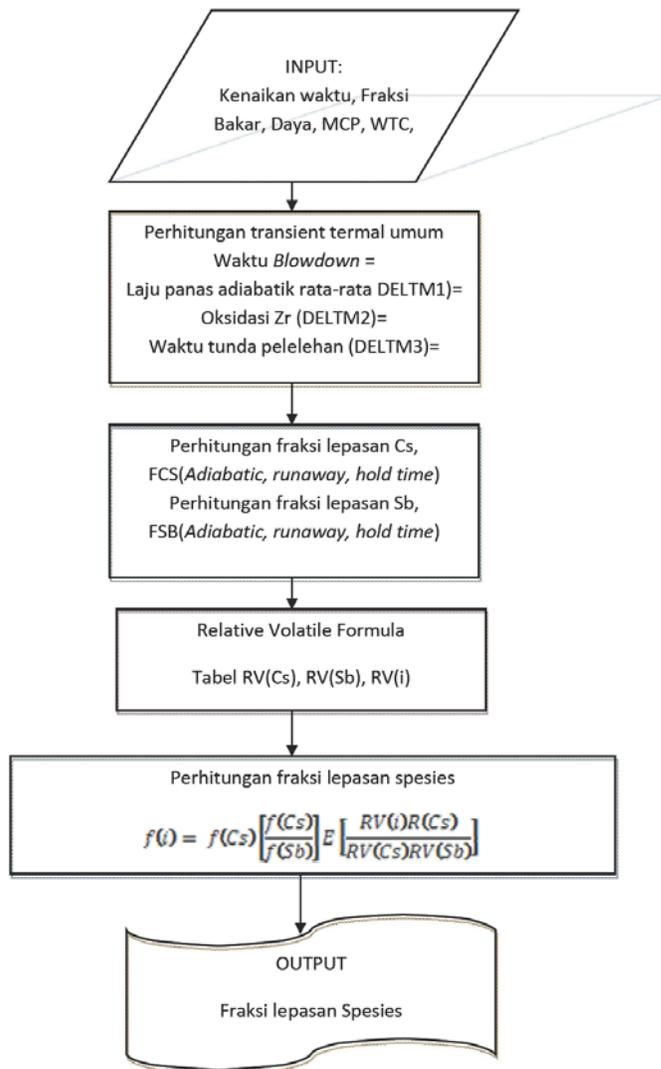
T_{bd} = waktu *blowdown* (detik)

T_u = penambahan waktu untuk mencapai kondisi teras terbuka(detik)

$Q(t)$ = kurva panas sisa mulai pada saat periode pendidihan dan berakhir pada T_u

ω = air yang tersedia di sistem pendingin reaktor (lb)

H_{fg} = Panas latent penguapan air pada kondisi bertekanan (BTU/lb)



Gambar 1. Diagram alir perhitungan lepasan radionuklida hasil produk fisi

Parameter yang paling menentukan pada pembukaan teras adalah ω dan $Q(t)$, yaitu ketersediaan air pada sistem pendingin primer yang menggambarkan perilaku desain dan pilihan operasi daya.

Fraksi daya dan fraksi panas peluruhan dihubungkan dengan persamaan:

Untuk $0 < T < 10^4$ detik , $f_{dh} = [0,019 - (0,00255 / 2,3) \ln T]$

Untuk $T > 10^4$ detik $f_{dh} = [0,06 - (0,0128/2,3) \ln T]$ (2)

T dinyatakan dalam detik dan f_{dh} dalam fraksi daya nominal. Kemudian korelasi peluruhan panas yang dinyatakan dalam bentuk $Q(T) = A - B \ln T$ diintegrasikan sehingga memberikan

$$\int_{T_{bd}}^{T_u} (A - B \ln T) dT = A(T_u - T_{bd}) - B[T_u \ln T_u - T_u] + B[T_{bd} \ln T_{bd} - T_{bd}] = \omega \Delta H_{fg} / K \dots(3)$$

Nilai K diperlukan untuk konversi unit dan sudah termasuk input daya teras nominal. Jumlah sisa air ω akan merupakan input dan ΔH_{fg} diasumsikan sebagai nilai saturasi air pada 600 °F atau 315,6 °C yaitu suhu air pendingin tipikal pada akhir *blowdown*.

Model pelepasan radionuklida produk fisi yang diusulkan oleh Kress dan kawan-kawan adalah dengan menggunakan persamaan difusi silinder

$$\partial C / \partial t = (D / r)[\partial^2 (rC) / \partial r^2] \dots\dots\dots (4)$$

dengan,

- D = $D_0 \exp(-Q/RT)$,
- C = konsentrasi radionuklida
- R = konstanta gas universal, $8.314 \times 10^{-3} \text{ kJ mol}^{-1}\text{K}^{-1}$
- T = suhu (K) dan
- D_0, Q = parameter korelasi Arrhenius (kal/mol) yang diambil dari data eksperimen transien.

Pendekatan terhadap solusi ini diajukan oleh Booth dan Rymer dengan pendekatan bahwa,

$$\begin{aligned} \text{untuk } Dt/a^2 \leq 0,1; \quad f &= 6(Dt/\pi a^2)^{1/2} - 3Dt/a^2 \\ \text{untuk } Dt/a^2 > 0,1; \quad f &= 1 - (6/\pi^2) \exp(-\pi^2 Dt/a^2) \end{aligned} \dots\dots\dots (5)$$

dengan,

- f = adalah fraksi kumulatif tiap kelompok radionuklida yang telah terlepas dari bahan bakar dalam waktu t
- t = waktu (detik)
- a = parameter jarak efektif silinder (cm)
- D = parameter difusi efektif (cm^2/detik).

Pada kecelakaan parah suhu bahan bakar akan bervariasi dengan waktu demikian juga dengan nilai D. Oleh karena itu untuk menentukan nilai D total dilakukan dengan menjumlahkan nilai D dalam selang waktu yang lebih kecil sehingga,

$$Dt = \sum D(t)\Delta t \dots\dots\dots (6)$$

Dengan menggunakan data eksperimen dari pelepasan Cs dan Sb dari ORNL diperoleh pendekatan dengan “*best fit*” sebagai:

Untuk Cs,

$$D_0 = (2,6833 \times 10^5) \exp[-6,052 \times 10^{-4} (\text{BU})] \quad (\text{cm}^2/\text{detik}) \dots\dots\dots (7)$$

$$Q = (2,065 \times 10^5) - (3,629)(\text{BU}) \quad (\text{kal/mol})$$

$$a = 6,0 \mu\text{m},$$

Untuk Sb

$$D_0 = (3,4608 \times 10^6) \exp[-6,052 \times 10^{-4} (\text{BU})] \quad (\text{cm}^2/\text{detik}) \quad \dots\dots\dots(8)$$

$$Q = (2,494 \times 10^5) - (3,629)(\text{BU}) \text{ (kal/mol)}$$

a = 6,0 μm,

dengan BU adalah fraksi bakar (MWd/t)

Dengan menggunakan ke dua standar ini dan nilai relative Volatility seperti pada Tabel 1, Kress/Booth menentukan fraksi pelepasan radionuklida dengan persamaan.

$$f(i) = f(\text{Cs})[f(\text{Cs})/f(\text{Sb})]^{RV(i)RV(\text{Cs})/(RV(\text{Cs}) RV(\text{Sb}))} \quad \dots\dots\dots(9)$$

dengan:

f(i) = fraksi pelepasan radionuklida i

f(Cs), f(Sb) = fraksi pelepasan Cs dan Sb.

RV(Cs), RV(Sb), RV(i) = *Relative Volatility* Cs, Sb dan i

Tabel 1. Nilai *Relative Volatility*

Group	RV
NG	1,10
Te	1,07
I	1,03
Cs	1,00
Sb	0,68
Ba	0,42
Sr	0,34
Ru	0,25
La	0,14
Ce	0,085

Model pelepasan radionuklida produk fisi dengan CORSOR-M^[1]

Model CORSOR-M menggunakan korelasi empiris data pelepasan produk fisi dalam bentuk persamaan:

$$dM(t)/dt = -K(i)M(i) \quad \dots\dots\dots(10)$$

dengan,

K(i) = koefisien pelepasan berbagai produk fisi dengan korelasi

$$K(i) = K_0(i) \exp[-Q(i)/RT] \text{ dengan } T = \text{suhu } (^\circ\text{C}) \dots\dots\dots(11)$$

M(i) = konsentrasi radionuklida produk fisi; Nilai K₀ dapat dilihat pada Tabel 2.

Tabel 2. Nilai koefisien laju pelepasan pada CORSOR-M

Group	K ₀ (min ⁻¹)	Q(kcal/mole)
NG	2,00E5	63,8
Cs	2,00E5	63,8
Ba,Sr	2,95E5	100,2
I	2,00E5	63,8
Te	2,00E5	63,8
Ru	1.62E6	152,8
Mo	-	-
Ce	2,67E8	188,2
La	-	-
U	1,46E7	143,2
Cd, Sb	-	-
Sn	5,95E3	70,8

Model pelepasan radionuklida produk fisi dengan SASCHA^[4]

Model pelepasan radionuklida produk fisi berdasarkan program eksperimen SASCHA diturunkan dirumuskan seperti pada persamaan (12):

$$k(T) = k_{2400} \cdot 2^{(T/100-24)} \dots\dots\dots(12)$$

dengan:

k₂₄₀₀ = konstanta laju fraksi lepasan pada suhu 2400°C,

T = suhu (°C).

k(T) = laju lepasan (per menit) pada suhu T

Model pelepasan radionuklida produk fisi NUREG 0772^[4]

Model pelepasan radionuklida produk fisi dengan mengkorelasikan suhu dengan fraksi pelepasan berdasarkan basis data NUREG-0772 dirumuskan seperti pada persamaan (13):

$$k(T) = A e^{BT} \dots\dots\dots(13)$$

Dengan A dan B seperti pada Tabel 3.

Tabel 3. Nilai A dan B untuk pelepasan radionuklida NUREG 0772

Grup Produk Fisi	1200 °C		1900 °C		2100 °C		2300 °C		2400 °C	
	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
Kr, Xe, I	7.02E-09	0.00886	2.02E-07	0.00667	2.02E-07	0.00667	1.74E-05	0.0046	1.74E-05	0.0046
Cs.			2.02E-07	0.00667	2.02E-07	0.00667	1.74E-05	0.0046	1.74E-05	0.0046
Sb	1.90E-12	0.0128	5.88E-09	0.00708	5.88E-09	0.00708	2.56E-06	0.00426	2.56E-06	0.00426
Cladding	6.64E-12	0.00631	6.64E-12	0.00631	6.64E-12	0.00631	1.48E-05	0.00177	1.48E-05	0.00177
Struct Material	6.64E-12	0.00631	6.64E-12	0.00631	6.64E-12	0.00631	1.48E-05	0.00177	1.48E-05	0.00177

METODOLOGI

▪ Pengujian Program

Untuk memanfaatkan perhitungan produk fisi dengan model *Relative-Volatility* telah dilakukan pengujian terhadap program yang terdapat dalam dokumen IAEA TECDOC 1127. Sebagai input dalam pengujian digunakan data dari reaktor PWR Surry dengan nilai seperti pada Tabel 4.

Tabel 4. Data input perhitungan untuk Large Break LOCA^[1]

Parameter	Nilai
Fraksi bakar	30,000 MWd/t
Daya operasi normal	2,441 MWth
Waktu <i>blowdown</i>	20 (detik)
Core fuel/Clad MCp	25,428 BTU/°F
Air pada sistem pendingin sampai pada bagian atas teras	348,200 (lb)
Sisa air dari bagian atas teras sampai bagian bawah teras	25,000 lb
Laju pemanasan oksidasi Zr	38 °F/detik

Dengan menggunakan data pada Tabel 4 di atas diperoleh hasil estimasi sebagai berikut:

1. Parameter transien termal

Lama waktu pendidihan sampai mencapai bagian atas teras (detik)	: 4412,5
Lama waktu pemanasan adiabatik (detik)	: 1895,9
Lama waktu periode oksidasi ZR (detik)	: 54,95
Waktu tunda pada pelelehan (detik)	: 27,08
Waktu dimulainya lepasan radionuklida (detik)	: 5389,53

Dengan demikian total waktu dari pemanasan adiabatik sampai mulai terjadinya pelelehan adalah 6390,289 detik atau sama dengan 1,8 jam.

2. Dengan pendekatan KRESS/BOOTH pada Persamaan (9) dan CORSOR-M pada persamaan (10) dan (11) diperoleh fraksi lepasan seperti pada Tabel 5.

Tabel 5 Hasil perhitungan fraksi pelepasan radionuklida dengan *Relative Volatility*.

	Pemanasan adiabatik		Oksidari Zr		Waktu tunda pelepasan	
Waktu	1895,9 detik		55 detik		27 detik	
Grup	REL-VOL	CORSOR-M	REL-VOL	CORSOR-M	REL-VOL	CORSOR-M
NG ^{*)}	1,8129E-02	8,4651E-03	0,4702	0,51464	0,8743	0,91615
Te	1,1470E-02	8,4651E-03	0,3729	0,51464	0,7068	0,91615
I	6,2301E-03	8,4651E-03	0,2737	0,51464	0,5322	0,91615
Cs	3,9417E-03	8,4651E-03	0,2171	0,51464	0,2171	0,91615
Sb	2,9857E-05		1,8303E-02		1,8303E-02	
Ba	5,6497E-07	3,1355E-07	2,4535E-03	1,4489E-03	7,0495E-03	6,7419E-03
Sr	1,6667E-07	3,1355E-07	1,3220E-03	1,4489E-03	3,9982E-03	6,7418E-03
Ru	4,2212E-08	4,7084E-13	6,5941E-04	7,0353E-07	2,1124E-03	4,5156E-06
La	7,8790E-09		2,8178E-04		9,685E-04	
Ce	3,4040E-09	3,2196E-15	1,8420E-04	2,3135E-07	6,5584E-04	1,7596E-06

^{*)} Keterangan: NG: Nobel Gas = Gas Mulia

Selanjutnya hasil perhitungan ini dibandingkan dengan data yang terdapat pada dokumen NUREG-1465 yang menggambarkan fraksi pelepasan dari teras dalam bejana (*in-vessel release*) untuk jenis reaktor PWR adalah seperti pada Tabel 6 berikut.

Tabel 6. Perbandingan fraksi pelepasan model RelVol, CORSOR-M dan NUREG 1465

Grup	<i>Early in Vessel</i> (NUREG 1465)	<i>Relative Volatility</i>	CORSOR-M
Durasi (jam)	1,8	1,8	1,8
NG ^{*)}	0,95	0,87	0,92
Te	0,05	0,71	0,92
I	0,35	0,53	0,92
Cs	0,25	0,43	0,92
Ba	0,02	0,007	0,007
Sr	0,02	0,007	0,007
Ru	0,0025	0,002	0,00005
La	0,0002	0,001	
Ce	0,0005	0,0007	0,000002

^{*)} Keterangan: NG: Nobel Gas = Gas Mulia

Dari data di atas terlihat bahwa waktu yang diperlukan sampai terjadinya pelelehan secara nominal adalah sama yaitu 1,8 jam. Demikian pula fraksi pelepasan radionuklida, khususnya Gas Mulia, I dan Cs mendekati hasil yang terdapat pada dokumen NUREG 1465 yang menggunakan pendekatan CORSOR. Hasil ini berbeda cukup signifikan bila menggunakan CORSOR-M yang pada dasarnya dimodifikasi untuk perhitungan jauh setelah pelelehan dalam perhitungan adalah lebih besar dari 1,8 jam.

▪ **Estimasi fraksi pelepasan untuk reaktor AP1000**

Untuk mengimplementasikan perhitungan fraksi pelepasan untuk reaktor AP1000 diperlukan data seperti berikut ini:

- AP1000 *fuel pellet* = UO₂ Sintered
- Density = 95,5%
- Bahan pengungkung = Zircaloy-4 ZIRLO™
- Suhu maksimum fuel = 2800 °C
- Suhu masuk pendingin= 280,7 °C
- Suhu keluar pendingin = 321,1 °C

Selanjutnya data diolah sedemikian rupa sehingga diperoleh masukan untuk eksekusi program seperti pada Tabel 7.

Tabel 7 Data input perhitungan untuk Large Break LOCA AP1000

Parameter	Nilai
Fraksi bakar	60,000 MWd/t
Daya operasi normal	3400 MWth
Waktu <i>blowdown</i>	600 (detik)
Core fuel/Clad MCp	18942 BTU/°F
Air pada sistem pendingin sampai pada bagian atas teras	384,000 (lb)
Sisa air dari bagian atas teras sampai bagian bawah teras	37,207 lb
Laju pemanasan oksidasi Zr	38 °F/detik

HASIL DAN PEMBAHASAN

▪ **Hasil pengujian program**

Hasil perhitungan dengan menggunakan model dan kode program *Relative Volatile* dan CORSOR-M telah menunjukkan bahwa program telah berjalan sesuai dengan yang dirancang sebelumnya. Pengujian dengan data yang terdapat pada NUREG 1465 menunjukkan program telah memenuhi syarat yang terdapat pada dokumen tersebut.

▪ **Hasil perhitungan fraksi lepasan AP1000**

Perhitungan fraksi lepasan untuk reaktor AP1000 menunjukkan hasil sebagai berikut:

1. Parameter transien termal

Lama waktu pendidihan sampai mencapai bagian atas teras (detik)	= 3819
Lama waktu pemanasan adiabatik (detik)	= 996
Lama waktu periode oksidasi Zr(detik)	= 55
Waktu tunda pada pelelehan (detik)	= 27
Waktu dimulainya lepasan radionuklida (detik)	= 4921

Dengan demikian total waktu dari pemanasan adiabatik sampai dimulainya terjadi pelelehan adalah 5999 detik atau sama dengan 1,7 jam.

2. Dengan pendekatan KRESS/BOOTH dalam model *Relative Volatility* dan CORSOR-M diperoleh fraksi lepasan seperti pada Tabel 8.

Tabel 8. Hasil perhitungan fraksi pelepasan radionuklida dengan RELVOL dan CORSOR-M.

Durasi	Pemanasan adiabatik		Oksidari Zr		Waktu tunda pelelehan	
	998 detik		55 detik		27 detik	
Grup	REL-VOL	CORSOR-M	REL-VOL	CORSOR-M	REL-VOL	CORSOR-M
NG	1	0,0044	1	0,5099	1	0,9153
Te	1	0,0044	1	0,5099	1	0,9153
I	1	0,0044	1	0,5099	1	0,9153
Cs	1	0,0044	1	0,5099	1	0,9153
Sb	0,019		0,045		0,065	
Ba	0,0008	1,5783E-07	0,004	0,0014	0,007	0,0067
Sr	0,0003	1,5783E-07	0,0016	0,0014	0,0036	0,0067
Ru	9,3-05	2,2693E-13	0,0007	6,7509E-07	0,0017	4,4872E-06
La	2,4E-05		0,0002		0,00065	
Ce	1,219E-05	1,4437E-15	0,0001	2,17526E-07	0,0004	1,7458E-06

Perhitungan total waktu dari pemanasan adiabatik sampai dimulainya terjadi pelelehan adalah 5999 detik atau sama dengan 1,7 jam. Hal ini sejalan dengan hasil perhitungan pada dokumen AP1000 di mana lama terjadi pelepasan dalam bejana (*core melt in-vessel release*) antara 0, 667 jam sampai dengan 1,967 jam^[7,8].

Pembandingan hasil perhitungan fraksi pelepasan dengan metode sederhana *Relative Volatility* dan CORSOR-M dengan hasil perhitungan AP1000, SASCHA, dan NUREG 0772 diperoleh perbedaan hasil yang cukup signifikan, seperti yang ditunjukkan pada Tabel 9.

Tabel 9. Perbandingan hasil hitung dengan data AP1000, SASCHA^[4], dan NUREG0772^[4,6]

Kelompok	<i>Early in Vessel AP1000</i> ^[8]	<i>Relative Volatility</i>	CORSOR-M	SASCHA	NUREG0772
Durasi (jam)	0.667-1,967	1,7	1,7	-	-
NG*)	0,95	1	0,92	0,5	1,08
Te	0,05	1	0,92	0,071	0,227
I	0,35	1	0,92	0,5	1,08
Cs	0,25	0,065	0,92	0,5	1,08
Sb		0,065	-	0,043	0,0705
Ba	0,02	0,007	0,007	0,001	0,0145
Sr	0,02	0,0036	0,007	0,0001	0,006
Ru	0,0025	0,0017	0,00005	0,00001	0,0054
La	0,0002	0,00065	-	0,00001	-
Ce	0,0005	0,0004	0,000002	-	-

*) NG: Nobel Gas= Gas Mulia

Secara umum perhitungan untuk Gas Mulia (NG) mendapat hasil yang mendekati di antara semua metode kecuali pada model SASCHA. Hal ini dapat dipahami karena gas mulia tidak berinteraksi dengan materi, oleh karena itu menghasilkan estimasi yang sama. Untuk perhitungan kelompok I dan Cs terdapat kesamaan hasil antara model *Relative Volatility*, CORSOR-M dan NUREG0772. Sedangkan pada perhitungan Sb terdapat kesamaan hasil antara model *Relative Volatility*, SASCHA dan NUREG 0772. Perbedaan hasil di antara model-model tersebut di atas umumnya disebabkan oleh penggunaan model empiris yang berbeda satu dengan lainnya sesuai dengan hasil penelitian masing-masing.

Perbedaan hasil yang cukup signifikan pada metode *Relative Volatility* menunjukkan perlu adanya modifikasi pada model matematika perhitungan nilai Do dan Q yang terkait dengan nilai fraksi bakar yang cukup besar. Dengan menginputkan fraksi bakar sebesar 60000 MWD/t maka nilai Q menjadi negatif dan hal ini sudah berada di luar area hasil eksperimen^[2].

Dalam melakukan perhitungan sederhana terhadap AP1000 beberapa hal yang perlu diperhatikan adalah jenis bahan bakar yang digunakan, jenis kelongsong, suhu pendingin, suhu maksimum bahan bakar dan cladding yang secara langsung harus disesuaikan dengan programnya. Dengan keterbatasan pendekatan yang ada pada program *Relative-Volatile* pendekatan sederhana ini masih dapat dimanfaatkan untuk memahami fenomena estimasi fraksi pelepasan untuk reaktor dengan Burn-up di bawah 60000 MWD/t.

KESIMPULAN

Penggunaan model *Relative-Volatile* untuk menghitung fraksi pelepasan radionuklida pada AP1000 menunjukkan hasil yang cukup baik dilihat dari sisi termohidraulik, di mana total waktu dari pemanasan adiabatik sampai mulai terjadinya pelelehan yang dihitung pada AP1000 berada pada rentangan hitungan AP1000 yang dihitung oleh vendor, namun terdapat perbedaan hasil yang cukup signifikan pada perhitungan fraksi pelepasannya. Hasil penelitian menunjukkan bahwa pendekatan *Relative Volatility* perlu dimodifikasi untuk fraksi bakar yang lebih tinggi. Perbandingan dengan menggunakan model lain seperti CORSOR-M, SASCHA dan NUREG 0772 menunjukkan adanya kedekatan hasil untuk beberapa kelompok radionuklida seperti Gas Mulia, Iodine, dan Cesium.

Pengkajian ulang terhadap metode sederhana KESS/BOOTH dengan pendekatan *Relative Volatility* dan CORSOR-M telah dilakukan dan konversi program dari QBASIC ke Visual Basic telah berhasil dengan baik. Program telah diuji dengan melakukan perhitungan ulang fraksi pelepasan radionuklida pada reaktor PWR Surry pada kondisi kecelakaan parah telah dilakukan dan hasilnya menunjukkan kesesuaian dengan hasil yang terdapat di NUREG 1465.

Dalam pemanfaatan program ini lebih lanjut untuk perhitungan berbagai jenis reaktor maka perlu dilakukan penyesuaian-penyesuaian parameter sesuai dengan jenis reaktornya.

DAFTAR PUSTAKA

- [1]. IAEA, A simplified approach to estimating reference source terms for LWR design, IAEA-TECDOC-1127, Vienna, 1999.
- [2]. KRES, T.S., LORENZ, R.A., NAKAMURA, T., Correlation of Recent Fission Product Release Data, to be Presented at ICHMT International Seminar on "Fission Product Transport Processes In Reactor Accidents" Dubrounik, Yugoslavia, May 22-26, 1989
- [3]. SOFFER, L. et al., Accident Source Term for Light-Water Nuclear Power Plants, Final Report, NUREG-1465, US NRC, Washington DC, 1995.
- [4]. -----, In-Vessel Release of Fission Product and Vapour of Structural Material SASPROG, <http://sacre.web.psi.ch/codes/documents/sasprog.pdf>
- [5]. SAITO, S, Overview of Improvement, Safety Performance and Safety Research of Light Water Reactor, presented at Seminar at Center For Reactor Technology and Nuclear Safety, 29-Jun-2012.
- [6]. HENRY, R.E., Current Position on Fission Product Behavior, Light Water Reactor Severe Accident Seminar, Brussel, Belgium, 1988
- [7]. WESTINGHOUSE ELECTRIC, The Westinghouse AP1000 Advanced Nuclear Plant Westinghouse Electric Co., LLC
- [8]. WESTINGHOUSE ELECTRIC, AP1000 European Design Control Document, EPS-GW-GL-700, Chapter 15, Accident Analysis, Rev 0, 2009.

DISKUSI/TANYA JAWAB:

1. PERTANYAAN: (Fasal Elahi, SMAN 1 Sukabumi)

- Se jauh mana pemanfaatan hasil-hasil penelitian untuk kemungkinan pembuatan PLTN di Indonesia?

JAWABAN: (Jupiter S. Pane, PTRKN-BATAN)

- *Pertama, Indonesia tidak membuat PLTN tetapi membelinya dari pihak vendor dari negara lain. Kedua, saat ini BATAN melalui pusat-pusat penelitian yang ada di bawahnya termasuk Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir (PTRKN-BATAN) telah melakukan banyak penelitian di bidang neutronik, termohiraulik, instrumentasi dan kontrol, manajemen kecelakaan, studi tapak, lingkungan dan ekonomi dan penelitian lain untuk mendukung PLTN. Hasil penelitian ini disiapkan untuk dapat melakukan evaluasi terhadap desain PLTN yang akan dibangun di Indonesia sehingga dapat dipastikan bahwa seluruh persyaratan keselamatan PLTN telah dipenuhi dan sesuai dengan kondisi tapak yang ada di Indonesia .*

2. PERTANYAAN: (Suwoto, PTRKN-BATAN)

- Apa tindak lanjut penelitian *Relative Volatile* ini dengan adanya perbedaan hasil yang diperoleh dibanding dengan perhitungan pada kode program lain?

JAWABAN: (Jupiter S. Pane, PTRKN-BATAN)

- Perbedaan hasil yang diperoleh memang harus ada karena masing-masing program menggunakan hasil ekstrapolasi dari eksperimen yang berbeda-beda. Khusus untuk metode Relative Volatile akan dilakukan ekstrapolasi dari hasil penelitian fraksi pelepasan Cs dan Sb di ORNL untuk fraksi bakar tinggi yaitu sekitar 60.000 MWd/t.*